

CONTENIDO

PARTE I

Publicaciones y trabajos enviados a Congresos y/o Seminarios

EMPLEO DEL CONTROL ESTADÍSTICO DE PROCESO COMO PARTE DE UN PLAN DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD Acosta, S. y Lewis, C.	3
EXPERIENCIA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR EN EL LICENCIAMIENTO Y LA FISCALIZACIÓN DE CICLOTRONES DE PIE DE HOSPITAL Andrada Contardi, F.; Fruttero, N.; Rabi, G. y Castro, L.	13
ARGENTINA AND GERMANY: CHALLENGES IN THE APPLICATION OF CLEARANCE VALUES Bossio, M.C.; Meissner, F. and Muñiz, C.C.	21
CURRENT SITUATION OF SPENT FUEL MANAGEMENT IN ARGENTINA Bossio, M.C. and Muñiz, C.C.	29
EXEMPTION AND CLEARANCE PROGRESS IN THE ARGENTINE REGULATORY SYSTEM Bossio, M.C.	37
RESULTADOS DEL PRIMER EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN DE SERVICIOS DE DOSIMETRÍA PERSONAL DE NEUTRONES 2012 Carelli, J. y Vilella, A.	45
PREPARACIÓN DE LA POBLACIÓN EN EL CASO DE UNA EMERGENCIA NUCLEAR. EXPERIENCIA DE ARGENTINA Cateriano, M.A.; Rey, H. y Rojas, C.A.	55
DESCRIPCIÓN DEL PROCESO DE ACREDITACIÓN BAJO NORMA IRAM 301:2005 DE LOS LABORATORIOS DE LA ARN Chavez, J.; Martinez, N. y Remedi, J.	63
ESTIMACIÓN DEL TÉRMINO FUENTE PARA LA RADIACIÓN EMITIDA DURANTE LA PRODUCCIÓN DE ^{18}F MEDIANTE EL BOMBARDEO, CON PROTONES DE 18 MeV, DE BLANCOS GRUESOS DE H_2^{18}O Cruzate, J.A.	77
FACTORES DE TRANSMISIÓN DEL CONCRETO PARA LA PRODUCCIÓN DE ^{18}F MEDIANTE LA REACCIÓN $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$: ESTUDIO DE SENSIBILIDAD Cruzate, J.A.	89
LÍMITE AUTORIZADO DE DESCARGAS AL AMBIENTE (Ki) ESTABLECIDOS POR LA ARN: REVISIÓN Y ACTUALIZACIÓN DE LA METODOLOGÍA DE CÁLCULO Czerniczyniec, M. y Piumetti, E.	101
EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN DE ESTIMACIÓN DE DOSIS MEDIANTE LA APLICACIÓN DE ENSAYO DE DISCÉNTRICOS UTILIZANDO IMÁGENES TRANSMITIDAS ELECTRÓNICAMENTE Di Giorgio, M.; Radl, A.; Taja, M.R.; Bubniak, R.V.; Deminge, M.M. y Sapienza, C.E.	105
ACTIVIDADES DEL LABORATORIO DE DOSIMETRÍA FÍSICA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR Discacciatti, A.; Carelli, J.; Menchaca, I.; Ferrufino, G. y Reyes, M.	109
CONTROL DOSIMÉTRICO EN GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN ARGENTINA Ermacora, M.G.; Alonso, M.T. y Pagni, I.R.	133
ANÁLISIS PARA LA TOMA DE DECISIÓN REGULATORIA SOBRE EQUIPOS DE GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN ARGENTINA Ermacora, M.G., Alonso, M.T. y Pagni, I.R.	145

RESULTADOS DEL NOVENO EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN DE SERVICIOS DE DOSIMETRÍA PERSONAL REALIZADO EN LA REPÚBLICA ARGENTINA EN EL AÑO 2011 Ferrufino, G.A.; Discacciatti, A.P. y López, F.O.	155
MEDICIÓN DE LA RELACIÓN DE LA ACTIVIDAD DE ^{24}Na Y LA DOSIS DE NEUTRONES RECIBIDA Gossio, S., Carelli, J., Villella, A. y Soppe, E.	165
FLOW SPLITTING AND OSCILLATIONS IN PARALLEL CHANNELS SIMULATED WITH SYSTEM CODES Lazarte, A.I. and Ferreri, J.C.	177
A VERIFICATION PROBLEM FOR THERMAL-HYDRAULICS SYSTEMS CODES DEALING WITH TWIN-PARALLEL-BOILING CHANNELS Lazarte, A.I. and Ferreri, J.C.	197
RESTRICCIÓN DE DOSIS PARA DESCARGAS DE EFLUENTES RADIATIVOS EN EMPLAZAMIENTOS CON MÚLTIPLES INSTALACIONES RADIATIVAS Lee Gonzáles, H.; Álvarez, D.E.; Canoba, A.; Curti, A.; Czerniczyniec, M.; López F. y Piumetti, E.	213
RESOLUCIÓN NUMÉRICA DE UN MODELO FÍSICO QUE EVALÚA LA VARIACIÓN TEMPORAL DE LA CONCENTRACIÓN DE TRITIO EN AGUAS DE RÍO PARANÁ DE LAS PALMAS López, F.O.	225
EXPERIENCIA EN LA REGULACIÓN DEL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIATIVOS Y FUTURAS ACTIVIDADES PREVISTAS EN ARGENTINA López Vietri, J.; Elechosa, C.; Fernández, A. y Rodríguez Roldán, S.	241
SISTEMA DE GESTIÓN DE LA CALIDAD APLICADO A LA REGULACIÓN DEL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS EN LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR DE ARGENTINA López Vietri, J.; Elechosa, C.; Rodríguez Roldán, S. y Fernández, A.	247
CONCEPTO DE RADIONUCLEIDO RELEVANTE EN LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS Medici, M.A.	253
INCERTIDUMBRES ASOCIADAS A LA MEDICIÓN DE LA CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL Discacciatti, A. y Menchaca, I.	261
INTEGRACIÓN DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR Y LA COMUNIDAD EDUCATIVA Cateriano, M.A.; Rodriguez, M.; Sadañowski, I. y Bonetto, J.P.	277
EFFECTOS NO CENTRADOS Y NON-CÁNCER INDUCIDOS POR RADIACIONES IONIZANTES. ESTADO ACTUAL Michelin, S. y Dubner, D.	285
LABORATORIO DE RADIOPATOLOGÍA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR Gallegos, C.E.; Dubner, D. y Michelin, S.	289
DETENCIÓN EN G_2/M Y EFECTO BYSTANDER POR IRRADIACIÓN CRÓNICA CON RADIACIÓN BETA A BAJA TASA DE DOSIS Michelin, S.; Gallegos, C. y Dubner, D.	297
EXPERIENCIA REGULATORIA EN LA EJECUCIÓN DE INSPECCIONES EN PLANTAS DE IRRADIACIÓN FIJAS Michelli, V.; Moschella, E. y Castro, L.	309
CURRENT REGULATORY SITUATION OF LONG TERM INTERIM STORAGE OF RADIOACTIVE WASTE IN ARGENTINA Muñiz, C.; Alvarez, D.E. and Bossio, M.C.	317
APLICACIÓN DE LA MATRIZ DE RIESGO EN RADIOTERAPIA UTILIZANDO EL SOFTWARE SEVRRRA Papadópulos, S.B.	325
CAPACITACIÓN EN SEGURIDAD NUCLEAR Y RADIOLÓGICA EN AMÉRICA LATINA Y EL CARIBE Papadópulos, S.; Díaz, O.; Larcher, A.; Lombardi, R.; Quintana, G.; Echenique, L. y Nicolás, R.	329

APLICACIÓN DE SEVRRRA PARA LA EVALUACIÓN DE CONDICIONES DE RIESGO EN BRAQUITERAPIA HDR Mc Donnell D.J.; Papadópolos, S.B.; Paz, A.B.; López Morones, R. y Ramirez Perez, F.	341
RESPUESTA DE MONITORES DE CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL PARA EL CONTROL DE LA EXPOSICIÓN INTERNA A ¹³¹ I EN SERVICIOS DE MEDICINA NUCLEAR Puerta, Nancy; Rojo, A.M.; Vilella, A., Acosta, N.; Arenas, G.; Gossio, S. y Gómez Parada, I.	353
BIODOSIMETRÍA PARA SOBREEXPOSICIONES CON ALTAS DOSIS, UTILIZANDO CONDENSACIÓN PREMATURA DE CROMOSOMAS (PCC) QUÍMICAMENTE INDUCIDA Radl, A.; Taja, M.R.; Sapienza, C.E.; Bubniak, R.; Deminge, M. y Di Giorgio, M.	361
TERAPIA CON MICROESFERAS DE ⁹⁰ Y: PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN NUEVAS TERAPIAS MÉDICAS Rojo, A.M. y Puerta, N.	371
ACTIVIDADES DESARROLLADAS POR EL LABORATORIO DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR DE ARGENTINA Radl, A.; Sapienza, C.E.; Taja, M.R.; Bubniak, R.; Deminge, M. y Di Giorgio, M.	381
CONTROL REGULATORIO EN INSTALACIONES MENORES DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR Segato, A.D. y Renteria, E.S.	393
SISTEMA DE GESTIÓN DE LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR EN ARGENTINA Serdeiro, N. y Spano, F.	403
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.	415
LA APLICACIÓN DE SANCIONES POR INFRACCIONES A LAS NORMAS REGULATORIAS EN LOS USOS INDUSTRIALES DE MATERIAL RADIATIVO Truppa, W.	423
SAFETY AND SECURITY IN INDUSTRIAL APPLICATIONS OF RADIOACTIVE SOURCES. TWO PRINCIPLES, ONE ONLY COMMITMENT Truppa, W.	433
VALIDACIÓN, INCERTIDUMBRE Y ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD DE UNA TÉCNICA DE MEDICIÓN <i>IN VIVO</i> DE I-131 EN TIROIDES Vilella, A.; Puerta, N. y Gossio, S.	439
RADIOLUMINESCENCE PROPERTIES OF RARE-EARTH DOPED LITHIUM MAGNESIUM FLUORIDE Molina, P.; Marcazzó, J.; Cruz-Zaragoza, E.;González, P.R.; Pérez Cruz, L. and Spano, F.	453
MODELOS PARA LA EVALUACIÓN RETROSPECTIVA DE DOSIS A MIEMBROS DEL PÚBLICO DEBIDO A LAS DESCARGAS GASEOSAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS EN OPERACIÓN Amado, V.A. y Curti A.R.	457
PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL PACIENTE: CUANTIFICACIÓN DOSIMÉTRICA DEL EFECTO PROTECTOR RENAL DE LA ARGININA EN LA ADMINISTRACIÓN DE ¹⁷⁷ Lu-DOTA-SP A RATONES NIH NORMALES Y SU EXTRAPOLACIÓN A PACIENTES ESTÁNDAR Puerta Yepes, N.	473

PARTE II

Resúmenes de publicaciones en revistas

EXPERIMENTAL COMPTON PROFILES OF Be, Al AND Ti AND COMPARISONS TO GENERALIZED GRADIENT APPROXIMATION CALCULATIONS Aguiar, J.C.; Di Rocco, H.O. and Mitnik, D.	493
THE STUDY OF THE 4s4p CONFIGURATION OF THE Zn ISOELECTRONIC SEQUENCE USING THE RELATIVISTIC jj-COUPLING APPROACH Aguiar, J.C.; Raineri, M. and Di Rocco, H.O.	494
INTERLABORATORY COMPARISON OF DICENTRIC CHROMOSOME ASSAY USING ELECTRONICALLY TRANSMITTED IMAGES García, O.; Di Giorgio, M.; Vallergera, 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. ⁷ ; Espinoza, M.; Oliveros, N.; Martínez-López, W.; Di Tomaso, M.V.; Méndez-Acunã, L.; Puig, R.; Roy, L. and Barquinero, J.F.	495
INTERNATIONAL POLICIES AND STRATEGIES FOR THE REMEDIATION OF LAND CONTAMINATED BY RADIOACTIVE MATERIAL RESIDUES González, A.J.	496
RADIOLOGICAL PROTECTION ISSUES ARISING DURING AND AFTER THE FUKUSHIMA NUCLEAR REACTOR ACCIDENT Gonzalez, A.J.; Akashi, M.; Boice, J.D. Jr; Chino, M.; Homma, T.; Ishigure, N.; Kai, M.; Kusumi, S.; Lee, J.K.; Menzel H-G., Niwa, O., Sakai, K., Weiss, W., Yamashita S. and Yonekura Y.	497
SAFE TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL IN ARGENTINA: 60 YEARS' EXPERIENCE López Vietri, J.; Elechosa, C.; Rodríguez Roldán, M.S. and Fernández, A.	498
ON THE VALIDITY OF THE GENERAL ORDER KINETICS FOR ANALYZING PHOSPHORESCENCE CURVES Ortega, F.; Marcazzo, J.; Santiago, M.; Spano, F. and Caselli, E.	499
PREVENTION OF ACCIDENTAL EXPOSURE IN RADIOTHERAPY: THE RISK MATRIX APPROACH Vilaragut, J.J.; Duménigo, C.; Ferro, R.; Guillén, A.; Delgado, J.M.; Sánchez Cayuela, C.; Morales, J.; McDonnell, J.D.; Ortiz López, P.; Nader, A.; Ramírez, M.L.; Pérez Mulas, A.; Papadopoulos, S.; et ál.	500
LISTADO DE AUTORES	501

PARTE I

Publicaciones y trabajos enviados a Congresos y/o Seminarios

Empleo del control estadístico de proceso como parte de un plan de aseguramiento de la calidad

Acosta, S. y Lewis, C.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013
IX Congreso Argentino de Protección Radiológica
Mendoza, Argentina, 2 al 4 de octubre de 2013

EMPLEO DEL CONTROL ESTADÍSTICO DE PROCESO COMO PARTE DE UN PLAN DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD

Acosta, S. y Lewis, C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

sacosta@arn.gob.ar

RESUMEN

Uno de los requisitos técnicos de la Norma IRAM-ISO 17025 para la acreditación de laboratorios de ensayo, es el aseguramiento de la calidad de los resultados a través del control y seguimiento de los factores que influyen en la confiabilidad de los mismos. El grado con que los factores contribuyen a la incertidumbre total de medición, determina cuáles de ellos deben ser considerados a la hora de desarrollar un plan de aseguramiento de la calidad.

El laboratorio de mediciones ambientales de estroncio 90, en proceso de acreditación, realiza la mayor parte de sus determinaciones en muestras con valores próximos al límite de detección. Por esta razón la correcta caracterización del blanco, es un parámetro crítico y se verifica a través de una carta de control estadístico de proceso.

El alcance del presente trabajo está referido al control de blancos y para ello se colectó una cantidad estadísticamente significativa de datos, durante un período de tiempo tal que se abarcaron condiciones muy diversas. Esto permitió considerar variables sustanciales en el proceso, tales como temperatura y humedad, y construir un gráfico de control de blancos, que constituye la base de un control estadístico de proceso.

Con los datos obtenidos se calcularon los límites inferior y superior, para la confección de la carta control de blancos. De esta manera el proceso de caracterización de blancos se consideró funcionando bajo control estadístico y se concluye que puede ser empleado como parte de un plan de aseguramiento de la calidad.

1. INTRODUCCIÓN

Uno de los requisitos técnicos de la Norma IRAM-ISO 17025 para la acreditación de laboratorios de ensayo, es el aseguramiento de la calidad de los resultados a través del control y seguimiento de los factores que influyen en la confiabilidad de los mismos. El grado con que los factores contribuyen a la incertidumbre total de medición, determina cuáles de ellos deben ser considerados a la hora de desarrollar un plan de aseguramiento de la calidad.

El laboratorio de mediciones ambientales de estroncio 90, en proceso de acreditación, realiza la mayor parte de sus determinaciones en muestras con valores próximos al límite de detección. Por esta razón la correcta caracterización del blanco, es un parámetro crítico y se verifica a través de una carta de control estadístico de proceso.

El objetivo fundamental de un Control Estadístico de Proceso (CEP) es detectar cualquier cambio en el proceso para emprender acciones correctoras, previniendo de ajustes innecesarios, proporcionando información sobre los parámetros básicos del proceso y su estabilidad a lo largo del tiempo permitiendo observar tendencias, sin que necesariamente el proceso se encuentre fuera de control.

Para que un proceso se encuentre bajo control estadístico, debe estar funcionando afectado solamente por causas no asignables.

Si aparecen causas asignables, se pierde tal condición y en consecuencia el proceso se encontrará fuera de control.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

Los gráficos de control están constituidos por 20 blancos de proceso llevados a cabo por ambas analistas del laboratorio, y son aquellos formados por agua corriente, procesados y medidos en idéntica condición que una muestra [1], y por blancos de reactivo que son aquellos compuestos sólo por los reactivos de disolución final (ácido nítrico y agua destilada) y medidos en idéntica condición que las muestras. Los blancos de procesos corresponden al cuarto trimestre del año 2010 y los blancos de reactivo corresponden al primer, segundo, y tercer trimestre del año 2011.

Los datos fueron colectados durante un periodo de tiempo suficientemente largo y en condiciones suficientemente diversas para que sea probable que incluya todos los cambios de proceso como temperatura o humedad, que son los parámetros importantes que pueden afectar la medición en un equipo de centelleo líquido.

Los grupos fueron armados por cada mes del año, y en cada mes se consideraron 5 blancos.

Con dichas mediciones se calculó el promedio y la desviación estándar; luego se calcularon los límites de control inferior (LIC), superior (LSC) y central (LC), cuyas unidades están expresadas en cuentas por minuto (cpm).

Estos límites surgen de la hipótesis de que la distribución de las observaciones es normal.

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Los resultados obtenidos se presentan en la Tabla 1, siendo el valor medio de las medias igual a 8,03 cpm y la media de la desviación estándar igual a 0,21 cpm. Los valores anteriores se aplicaron al cálculo de los límites superior, inferior y central.

Tabla1. Blancos medidos, cálculo de la media (X) y desviación estándar (S),

GRUPOS	Blanco1	Blanco2	Blanco3	Blanco4	Blanco5	X	S
Blancos de proceso Setiembre Operador 1	8,14	8,22	8,13	8,06	7,71	8,05	0,20
Blancos de proceso Setiembre Operador 2	7,8	7,89	8,03	8,04	8,03	7,96	0,11
Blancos de proceso Octubre Operador 1	8,03	7,68	8	7,63	8,13	7,89	0,22
Blancos de proceso Octubre Operador 2	7,84	7,89	8,12	7,82	7,9	7,91	0,12
Blancos de reactivo Noviembre	7,64	7,31	8,16	8,17	8,19	7,89	0,40
Blancos de reactivo Diciembre	8,18	8,28	7,81	7,86	7,63	7,95	0,27
Blancos de reactivo Enero	8,1	8,17	8	8,15	7,9	8,06	0,11
Blancos de reactivo Febrero	8,57	8,43	8,04	7,56	7,81	8,08	0,42
Blancos de reactivo Marzo	8,13	8,43	8,11	8,17	8,11	8,19	0,14
Blancos de reactivo Mayo	7,98	7,94	8,19	8,09	8,25	8,09	0,13
Blancos de reactivo Junio	8,05	8,28	8,22	8,07	7,82	8,09	0,18
Blancos de reactivo Julio	8	8,05	8,09	8,2	8,29	8,13	0,12
Blancos de reactivo Agosto	8,27	7,98	8,12	7,94	8,03	8,07	0,13
Blancos de reactivo Septiembre	7,99	8,31	8,1	7,53	8,38	8,06	0,34

El gráfico de control de medias se construye a partir de las siguientes expresiones:

$$LSC = \bar{X} + A_3 \cdot S$$

$$LIC = \bar{X} - A_3 \cdot S$$

$$LC = \bar{X}$$

El gráfico para control de desviación estándar se elabora a partir de:

$$LSC = B_4 \cdot S$$

$$LIC = B_3 \cdot S$$

$$LC = S$$

En la Tabla 2 se pueden observar los valores de las constantes para la construcción de los límites de control A_3 , B_3 y B_4 para tamaños de subgrupos $n=5$ son:

$$A_3 = 1.427$$

$$B_3 = 0$$

$$B_4 = 2.089$$

Tabla 2. Constantes para la construcción de Límites de Control [2]

MEDIAS				DESVIACIONES TÍPICAS						RANGOS						
n	A	A ₂	A ₃	C ₄	1/C ₄	B ₁	B ₄	B ₅	B ₆	d ₂	1/d ₂	d ₃	D ₁	D ₂	D ₃	D ₄
2	2.121	1.580	2.659	0.979	1.2533	0	3.267	0	2.606	1.128	0.88865	0.853	0	3.686	0	3.267
3	1.732	1.023	1.954	0.8662	1.1284	0	2.568	0	2.276	1.693	0.5907	0.888	0	4.358	0	2.574
4	1.500	0.729	1.628	0.9213	1.0854	0	2.266	0	2.088	2.059	0.4857	0.880	0	4.698	0	2.282
5	1.342	0.577	1.427	0.9400	1.0638	0	2.089	0	1.964	2.326	0.4299	0.864	0	4.918	0	2.114
6	1.225	0.483	1.287	0.9515	1.0510	0.030	1.970	0.029	1.874	2.534	0.3946	0.848	0	5.078	0	2.004
7	1.134	0.419	1.882	0.9594	1.04230	0.115	1.882	0.1113	1.806	2.704	0.3698	0.833	0.204	5.204	0.076	1.924
8	1.061	0.373	1.099	0.9650	1.0363	0.185	1.815	0.179	1.751	2.847	0.3512	0.820	0.388	5.306	0.136	1.564
9	1.000	0.337	1.032	0.9693	1.0317	0.239	1.761	0.232	1.707	2.970	0.3367	0.808	0.547	5.393	0.184	1.516
10	0.949	0.308	0.975	0.9727	1.0281	0.284	1.716	0.276	1.669	3.078	0.3249	0.797	0.687	5.469	0.223	1.777
11	0.905	0.285	0.927	0.9754	1.0252	0.321	1.679	0.313	1.637	3.173	0.3152	0.787	0.811	5.535	0.256	1.744
12	0.866	0.266	0.886	0.9776	1.0229	0.354	1.646	0.346	1.610	3.258	0.3069	0.778	0.922	5.594	0.283	1.717
13	0.832	0.249	0.850	0.9794	1.0210	0.382	1.618	0.374	1.585	3.336	0.2998	0.770	1.025	5.647	0.307	1.693
14	0.802	0.235	0.817	0.9810	1.0194	0.406	1.594	0.399	1.563	3.407	0.2935	0.763	1.118	5.696	0.328	1.672
15	0.775	0.223	0.789	0.9823	1.0180	0.428	1.572	0.421	1.544	3.472	0.2580	0.756	1.203	5.741	0.347	1.653
16	0.750	0.212	0.763	0.9835	1.0168	0.448	1.552	0.440	1.526	3.532	0.2831	0.750	1.282	5.782	0.363	1.637
17	0.728	0.203	0.739	0.9845	1.0157	0.466	1.534	0.458	1.511	3.588	0.2757	0.744	1.356	5.820	0.378	1.622
18	0.707	0.194	0.738	0.9854	1.0148	0.482	1.518	0.475	1.496	3.640	0.2747	0.739	1.424	5.856	0.391	1.608
19	0.688	0.187	0.698	0.9862	1.0140	0.497	1.503	0.490	1.483	3.689	0.2711	0.734	1.487	5.891	0.403	1.597
20	0.671	0.180	0.680	0.9869	1.0133	0.510	1.490	0.504	1.470	3.735	0.2677	0.729	1.549	5.921	0.415	1.585
21	0.655	0.173	0.663	0.9876	1.0126	0.523	1.477	0.516	1.459	3.778	0.2647	0.724	1.605	5.951	0.425	1.575
22	0.640	0.167	0.647	0.9882	1.0119	0.534	1.466	0.528	1.448	3.819	0.2618	0.720	1.659	5.979	0.434	1.566
23	0.626	0.162	0.633	0.9887	1.0114	0.545	1.455	0.539	1.438	3.858	0.2592	0.716	1.710	6.006	0.443	1.557
24	0.612	0.157	0.619	0.9892	1.0109	0.555	1.445	0.549	1.429	3.895	0.2567	0.712	1.759	6.031	0.451	1.548
25	0.600	0.153	0.606	0.9896	1.0105	0.565	1.435	0.559	1.420	3.931	0.2544	0.708	1.806	6.056	0.459	1.541
Para n > 25 :									$B_3 = 1 - \frac{3}{C_4 \sqrt{2(n-1)}} ; B_4 = 1 + \frac{3}{C_4 \sqrt{2(n-1)}}$							
$A = \frac{3}{\sqrt{n}} ; A_3 = \frac{3}{C_4 \sqrt{n}} ; C_4 = \frac{4(n-1)}{4n-3}$									$B_5 = C_4 - \frac{3}{\sqrt{2(n-1)}} ; B_4 = C_4 + \frac{3}{\sqrt{2(n-1)}}$							

Con estos parámetros calculados se construyen los gráficos de control estadístico (Figura 1 y Figura 2).

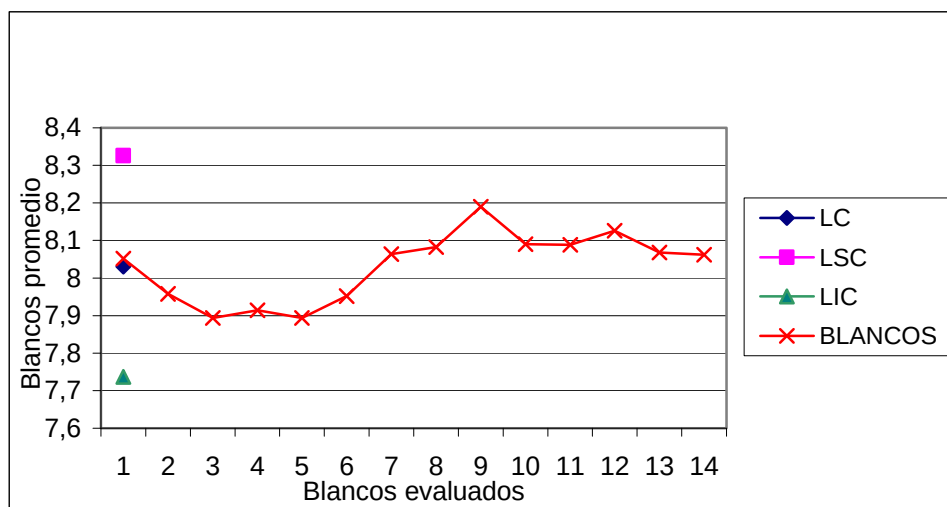


Figura 1. Gráfico de Control estadístico -media

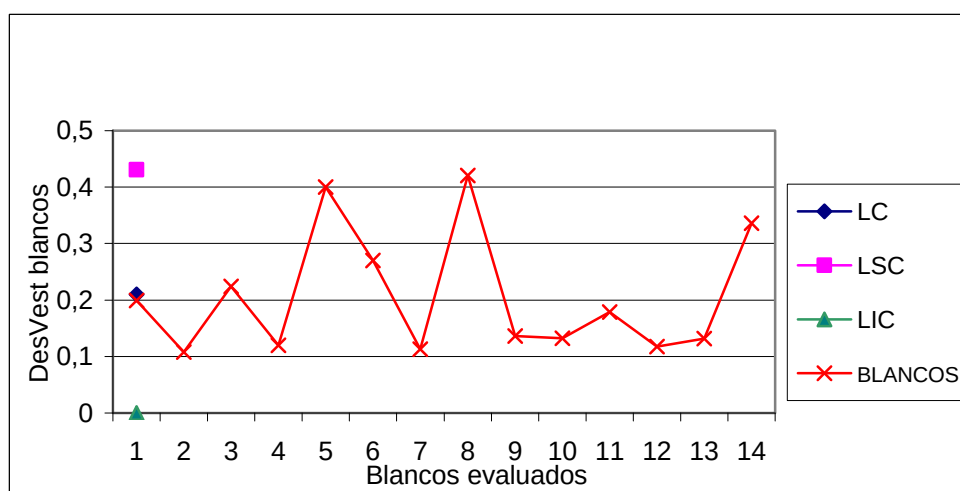


Figura 2. Gráfico de Control estadístico -desviación estándar

Ambos gráficos muestran que el proceso se encuentra en control estadístico, ya que todos los puntos caen dentro de los límites de control y no muestran algún patrón anormal de comportamiento.

Los gráficos no reflejan la presencia de causas asignables de variación, es decir se trata de un proceso estable en donde la variación reflejada se debe a la propia del proceso.

4. CONCLUSIONES

El laboratorio de mediciones ambientales de estroncio 90, en proceso de acreditación, realiza la mayor parte de sus determinaciones en muestras con valores próximos al límite de detección. Por esta razón la correcta caracterización del blanco, es un parámetro crítico y éste se verificó a través de los gráficos de control.

Durante la construcción del gráfico de prueba no se descubrieron puntos fuera de control, o causas asignables entonces se adoptaron los límites de control calculados como definitivos, y se construyó la carta control con esos límites.

De esta manera el proceso de caracterización de blancos se consideró funcionando bajo control estadístico y se concluye que puede ser empleado como parte de un plan de aseguramiento de la calidad.

REFERENCIAS

[1] Determinación de Sr-90 en agua, P-STRO-26. Manual de Procedimientos, Gerencia de Apoyo Científico y Técnico, Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina.

[2] W. Shewhart, The Economic Control of Quality of Manufacture Products, D. Van Nostrand, New York (1931).

EMPLEO DEL CONTROL ESTADÍSTICO DE PROCESO COMO PARTE DE UN PLAN DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD



Acosta, Sabrina y Lewis, Cecilia

Autoridad Regulatoria Nuclear - Av. del Libertador 8250, C1429BNP - Buenos Aires, ARGENTINA

sacosta@arn.gob.ar

INTRODUCCIÓN

Uno de los requisitos técnicos de la Norma IRAM-ISO 17025 para la acreditación de laboratorios de ensayo, es el aseguramiento de la calidad de los resultados a través del control y seguimiento de los factores que influyen en la confiabilidad de los mismos. El grado con que los factores contribuyen a la incertidumbre total de medición, determina cuáles de ellos deben ser considerados a la hora de desarrollar un plan de aseguramiento de la calidad.

El laboratorio de mediciones ambientales de Estroncio-90, en proceso de acreditación, realiza la mayor parte de sus determinaciones en muestras con valores próximos al límite de detección. Por esta razón la correcta caracterización del blanco, es un parámetro crítico y se verifica a través de una carta de control estadístico de proceso.

El objetivo fundamental de un Control Estadístico de Proceso (CEP) es detectar cualquier cambio en el proceso para emprender acciones correctoras, previniendo ajustes innecesarios, proporcionando información sobre los parámetros básicos del proceso y su estabilidad a lo largo del tiempo permitiendo observar tendencias, sin que necesariamente el proceso se encuentre fuera de control.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Los resultados obtenidos se presentan en la siguiente tabla, siendo el valor medio de las medias igual a 8,03 cpm y la media de la desviación estándar igual a 0,21 cpm. Los valores anteriores se aplicaron al cálculo de los límites superior, inferior y central.

Tabla 1. Blancos medidos, cálculo de la media (X) y desviación estándar (S)

GRUPOS	Blanco 1	Blanco 2	Blanco 3	Blanco 4	Blanco 5	X	S
Blancos de proceso Septiembre Operador 1	8,14	8,22	8,13	8,06	7,71	8,05	0,20
Blancos de proceso Septiembre Operador 2	7,80	7,89	8,03	8,04	8,03	7,96	0,11
Blancos de proceso Octubre Operador 1	8,03	7,68	8,00	7,63	8,13	7,89	0,22
Blancos de proceso Octubre Operador 2	7,84	7,89	8,12	7,82	7,90	7,91	0,12
Blancos de reactivo Noviembre	7,64	7,31	8,16	8,17	8,19	7,89	0,40
Blancos de reactivo Diciembre	8,18	8,28	7,81	7,86	7,63	7,95	0,27
Blancos de reactivo Enero	8,10	8,17	8,00	8,15	7,90	8,06	0,11
Blancos de reactivo Febrero	8,57	8,43	8,04	7,56	7,81	8,08	0,42
Blancos de reactivo Marzo	8,13	8,43	8,11	8,17	8,11	8,19	0,14
Blancos de reactivo Mayo	7,98	7,94	8,19	8,09	8,25	8,09	0,13
Blancos de reactivo Junio	8,05	8,28	8,22	8,07	7,82	8,09	0,18
Blancos de reactivo Julio	8,00	8,05	8,09	8,20	8,29	8,13	0,12
Blancos de reactivo Agosto	8,27	7,98	8,12	7,94	8,03	8,07	0,13
Blancos de reactivo Septiembre	7,99	8,31	8,10	7,53	8,38	8,06	0,34

El gráfico de control de medias se construye a partir de las siguientes expresiones:

$$\begin{aligned}LSC &= \bar{X} + A_3 \cdot S \\LIC &= \bar{X} - A_3 \cdot S \\LC &= \bar{X}\end{aligned}$$

El gráfico para control de desviación estándar se elabora a partir de:

$$\begin{aligned}LSC &= B_4 \cdot S \\LIC &= B_3 \cdot S \\LC &= S\end{aligned}$$

De la tabla de constantes para la construcción de Límites de control (W. Shewhart, *The Economic Control of Quality of Manufacture Products*, D. Van Nostrand) se obtuvieron los valores de A_3 , B_3 y B_4 para tamaños de subgrupos $n=5$ y ellos son:

$$A_3 = 1,427$$

$$B_3 = 0$$

$$B_4 = 2,089$$

CONCLUSIONES

Durante la construcción del gráfico de prueba no se descubrieron puntos fuera de control, o causas asignables con lo cual se adoptaron los límites de control calculados como definitivos, y se construyó la carta control con esos límites.

De esta manera el proceso de caracterización de blancos se consideró funcionando bajo control estadístico y se concluye que puede ser empleado como parte de un plan de aseguramiento de la calidad.

MATERIALES Y MÉTODOS

Los gráficos de control están constituidos por 20 blancos de proceso llevados a cabo por ambas analistas del laboratorio, y son aquellos formados por agua corriente, procesados y medidos en idéntica condición que una muestra, y por blancos de reactivo que son aquellos compuestos sólo por los reactivos de disolución final (ácido nítrico y agua destilada). Los blancos de procesos corresponden al cuarto trimestre del año 2010 y los blancos de reactivo corresponden al primer, segundo y tercer trimestre del año 2011.

Los datos fueron colectados durante un período de tiempo suficientemente largo y en condiciones suficientemente diversas para que sea probable que incluyan todos los cambios de proceso como temperatura o humedad, que son los parámetros importantes que pueden afectar la medición en un equipo de centelleo líquido.

Los grupos fueron armados por cada mes del año, y con dichas mediciones se calculó el promedio y la desviación estándar; luego se calcularon los límites de control inferior (LIC), superior (LSC) y central (LC), cuyas unidades están expresadas en cuentas por minuto (cpm). Estos límites surgen de la hipótesis de que la distribución de las observaciones es normal.

Con estos parámetros calculados se construyen los gráficos de control estadístico

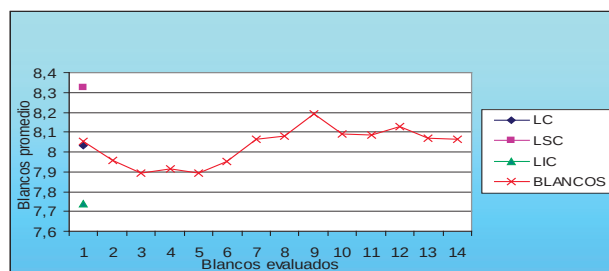


Figura 1. Gráfico de Control estadístico -media

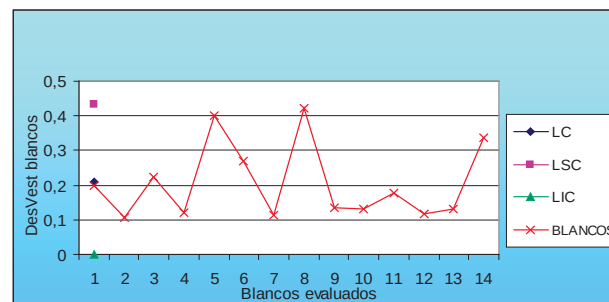


Figura 2. Gráfico de Control estadístico -desviación estándar

Ambos gráficos muestran que el proceso se encuentra en control estadístico, ya que todos los puntos caen dentro de los límites de control y no muestran algún patrón anormal de comportamiento.

Los gráficos no reflejan la presencia de causas asignables de variación, es decir se trata de un proceso estable en donde la variación reflejada se debe a la propia del proceso.

Experiencia de la Autoridad Regulatoria Nuclear en el licenciamiento y la fiscalización de ciclotrones de pie de hospital

Andrada Contardi, F.; Fruttero, N.; Rabi, G. y Castro, L.

EXPERIENCIA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR EN EL LICENCIAMIENTO Y LA FISCALIZACIÓN DE CICLOTRONES DE PIE DE HOSPITAL

Andrada Contardi, F.; Fruttero, N.; Rabi, G. y Castro, L.

Autoridad Regulatoria Nuclear

RESUMEN

En este trabajo se presenta la experiencia argentina en licenciamiento y fiscalización de instalaciones con ciclotrón de pie de hospital, las que producen radioisótopos de vida media muy corta para el diagnóstico con Tomografía por Emisión de Positrones (PET) y que se encuentran en pleno crecimiento debido a los amplios beneficios diagnósticos especialmente en combinación con tomografía computada (PET-CT). Asimismo, se describe la participación de personal de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) en la elaboración de guías de licenciamiento e inspección de instalaciones con ciclotrón en el marco del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (Foro), presentando el estado del arte en materia de diseño de sistemas de seguridad, y un análisis de situación en Argentina.

1. INTRODUCCIÓN

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) ha licenciado 5 instalaciones con ciclotrón, destinadas a la producción de radioisótopos; en el año 1994 se puso en marcha la primera de estas instalaciones, mientras que las demás obtuvieron sus respectivas licencias de operación en los años 1999, 2008, 2009 y 2012. Sumando a las experiencias de licenciamiento e inspección con base en la normativa regulatoria del país de estos últimos 20 años, la ARN ha participado y continúa haciéndolo a nivel internacional, de procesos de intercambio y actualización de los aspectos de seguridad radiológica asociados a instalaciones con ciclotrón. De este modo, se mantiene un conocimiento consensuado internacionalmente del estado del arte en cuanto a sistemas de seguridad aplicados a este tipo de instalaciones. También se destaca el trabajo consensuado que se realiza entre la ARN y las instalaciones en operación a fin de mantener actualizados sus sistemas de seguridad en función de la aparición de nuevos escenarios de exposición para las mismas.

2. DESARROLLO

Las instalaciones de producción con ciclotrón presentan dos líneas operativas: la producción de *radioisótopos* mediante irradiación de un blanco con partículas cargadas aceleradas en ciclotrón, y la producción de *radiofármacos* donde se realiza el marcado de una molécula de interés médico con el radioisótopo producido en el ciclotrón. En la actualidad, el principal radioisótopo producido es el ^{18}F y el radiofármaco ampliamente más utilizado es un análogo de la glucosa denominado fluorodesoxiglucosa (FDG) marcada con el mencionado radioisótopo (^{18}F -FDG).

Ambas líneas de producción (producción de radioisótopos y producción de radiofármacos) se encuentran trabajando en el desarrollo de nuevos radioisótopos y radiofármacos que permitan ampliar los estudios diagnósticos en el área de la medicina nuclear, teniendo en cuenta los muy buenos resultados de los estudios realizados con PET/PET-CT, y el manejo relativamente más sencillo de la tecnología de acelerador respecto de la tecnología de reactor para la producción de radioisótopos.

En cuanto a sistemas de seguridad en instalaciones con ciclotrón, los mismos deben contemplar tanto la producción de radioisótopos como la síntesis y el fraccionamiento de radiofármacos, así como también la transferencia de material desde un sector al otro, en operación normal y en situaciones incidentales, teniendo en cuenta que el material es producido como una fuente abierta, la generación de neutrones durante el proceso de producción de radioisótopos en el ciclotrón, y las emisiones gamma y beta que se presentan en las distintas etapas de operación y mantenimiento.

2.1. Sistemas de seguridad aplicados a instalaciones con ciclotrón: estado del arte

Los sistemas de seguridad se pueden clasificar en enclavamientos, alarmas, ventilación, blindajes y sistemas manuales de seguridad.

Cabe destacar que, además de la bibliografía citada al pie del presente trabajo, se ha tenido en cuenta para el desarrollo de este punto material relativo a las guías de licenciamiento e inspección de instalaciones con ciclotrón que se encuentran desarrollando en el Organismo Internacional de Energía Atómica, y a los documentos técnicos que se están desarrollando en el marco del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares respecto de los criterios técnicos para la evaluación de seguridad de instalaciones con ciclotrón durante los procesos de licenciamiento e inspección. En ambas actividades participa personal de la ARN. A continuación se describe el estado del arte en cuanto a cada uno de los mencionados tipos de sistemas de seguridad:

2.1.1. Enclavamientos

Enclavamiento de puerta de bunker o autoblindaje asociado a operación del ciclotrón: no se habilita la operación del ciclotrón en caso que la puerta del bunker o el autoblindaje no se encuentre en posición cerrada. No se habilita la apertura de puerta de bunker o autoblindaje durante la operación del ciclotrón y, en caso de producirse esta apertura durante la operación, el ciclotrón se detendrá.

Enclavamiento por elevada tasa de dosis: no se permite la apertura de la puerta del bunker ni de las celdas calientes si la tasa de dosis en su interior supera un valor de referencia.

Enclavamiento por pérdida de nivel de presión: no se permite la operación del ciclotrón y no se habilita la transferencia de material radiactivo desde el ciclotrón hacia las celdas si los niveles de presión no son los requeridos. Complementariamente, se puede deshabilitar el haz si pierde la depresión del bunker durante una irradiación.

Enclavamiento por inspección visual de bunker: Este sistema fuerza que se verifique que no quede nadie dentro del bunker al cerrarlo para la operación del ciclotrón; la inspección visual previa a la puesta en marcha del ciclotrón se puede complementar con uno o más botones de última persona en el interior del bunker y un sistema de cierre de la puerta del bunker mediante pulsador continuo, en posición que permita el control visual del acceso al bunker. Si se detiene o retrasa el proceso de cierre de puerta luego de pulsar los botones de última persona, se realiza una secuencia incorrecta de pulsación o si la puerta del bunker se abre, el proceso debe reiniciarse.

Enclavamientos asociados a transferencia de material radiactivo desde el ciclotrón hacia celdas calientes: no se permite el inicio de la transferencia del material radioactivo si las puertas de las celdas (blindajes) están abiertas o si sus condiciones de presión no son las requeridas para la recepción de una fuente abierta. Durante la transferencia no se permite la apertura de la puerta de la celda, o bien, si se abriese la misma, se detiene la transferencia confinando el material en la línea de transferencia blindada.

Enclavamientos de autoblandajes líquidos: no se permite la habilitación del ciclotrón si se presenta disminución o pérdida de su capacidad blindante (por ejemplo reducción de los niveles de los blindajes líquidos).

Enclavamiento por falla de estanqueidad: En forma previa a la producción de radioisótopos con ciclotrón se realiza la prueba de estanqueidad del portablanco y de la línea de transferencia. No se permite la habilitación del ciclotrón si estas pruebas de estanqueidad no resultan satisfactorias. Además, en el sector de radiofarmacia, no se permite el inicio de la síntesis con productos gaseosos si no resulta satisfactorio el ensayo de estanqueidad del correspondiente módulo de síntesis.

Enclavamiento por descargas en la chimenea: si se sobrepasan los niveles preestablecidos para las emisiones gaseosas, se detiene la descarga y se opera en modo de recirculación interna.

Enclavamientos de llave única: la llave que habilita la operación del ciclotrón es la misma que la utilizada para habilitar el movimiento de la puerta del bunker o de los autoblandajes (en caso de ciclotrón autoblandado). Esta llave se encuentra en posesión de personal autorizado únicamente. No se permite la operación del ciclotrón si la llave no se encuentra colocada en la sala de control del acelerador. No se permite la apertura ni el cierre de la puerta del bunker o de los autoblandajes si la llave no se encuentra colocada en el tablero de control del movimiento de blindajes. El retiro de la llave de su posición interrumpe automáticamente la operación correspondiente. De esta forma se asegura que el ciclotrón no está operativo al momento de abrir los blindajes y viceversa.

2.1.2. Alarmas sonoras y visuales

Alarmas de preparación de la irradiación: se activan en el interior del bunker que aloja al ciclotrón indicando al personal que se está cerrando el bunker para dar inicio a la producción de radioisótopos en el ciclotrón.

Alarmas de inicio de irradiación: se activan sobre el lado externo de la puerta del bunker y en la sala de control del ciclotrón, indicando la puesta en marcha de los sistemas operativos esenciales del ciclotrón.

Alarmas de irradiación: se activan sobre el lado externo de la puerta del bunker y en la sala de control del ciclotrón indicando que el haz se encuentra habilitado. Estas alarmas pueden estar replicadas en otros locales como por ejemplo el laboratorio de radiofarmacia o la recepción.

Alarmas de tasa de dosis superando los niveles de referencia: se activan en los distintos locales donde puedan presentarse tasas de dosis considerables, con réplica en la sala de control del ciclotrón.

Alarmas de transferencia de material radiactivo desde ciclotrón hacia celda caliente: se activan en el laboratorio de radiofarmacia indicando al operador de celdas que está llegando al módulo de síntesis el material radiactivo producido en el ciclotrón.

Alarmas por fallas en el sistema de ventilación: se activan en el recinto que pierde su nivel de presión de referencia, con réplica en la sala de control del ciclotrón.

Alarmas por fallas de los detectores de área: se activa en la sala de control del ciclotrón, y en forma asociada, se activan las alarmas indicadoras de alta tasa de dosis en el local donde se ha producido la falla o desenergización del detector.

Alarmas por apertura de puerta de celdas, de bunker o autoblandaje: se activan en la sala de control del ciclotrón, indicando al operador la posición de las puertas blindadas.

Alarmas por aumento de descargas al ambiente: se activan en la sala de control indicando que se ha producido un incremento de la descarga gaseosa por encima del correspondiente nivel de referencia.

Alarma por disminución de nivel de autoblandajes líquidos: se activan en la sala de control y en el bunker que aloja al ciclotrón, indicando reducción de nivel en cualquiera de los tanques que conforma el sistema de autoblandajes líquidos.

2.1.3. 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 abiertas a los fines de proteger a trabajadores, público y medioambiente. Esto incluye el confinamiento de la fuente abierta (incluyendo la presencia de filtros adecuados cada vez que el aire pase de una zona a otra, tanto a la entrada como a la salida) mediante una cascada de depresiones adecuada (en este tipo de instalaciones eventualmente pueden incluirse equipos que operan en modo de confinamiento dinámico, donde se logra el mismo por arrastre del aire que ingresa al equipo con una velocidad promedio adecuada evitando la recirculación hacia el ambiente donde se encuentra el operador) asociado a renovaciones de aire de los distintos recintos, y logrando un nivel adecuado de estanqueidad del recinto que delimita la zona roja. Sin embargo, por tratarse de una instalación productora de radiofármacos, resulta necesario incluir sobrepresiones en al menos un local a los fines de proteger al producto (de acuerdo a la normativa que rige la elaboración de productos de farmacia). El aire que se mueva en sentido de probabilidad de contaminación decreciente (hacia afuera) a causa de la sobrepresión (y que eventualmente podría transportar material radiactivo) debe conducirse hacia el banco de filtros de la extracción general.

Además, teniendo en cuenta que los gases producidos en el proceso de síntesis representan un volumen bajo y decaen rápidamente, debe implementarse un sistema de retención de gases para su decaimiento antes de la descarga a través del banco de filtros que contemple etapas tanto para aerosoles como para gases y vapores.

2.1.4. Blindajes

Las instalaciones con ciclotrón presentan diferentes blindajes. El ciclotrón presenta elevados campos mixtos gamma-neutrones durante los procesos de producción de material radiactivo, por lo que se alojan en bunkers con importantes espesores de concreto, o, en caso de ciclotrones autoblandados, en bunkers de espesores menores. Finalizada la producción y transferencia del material radiactivo hacia el sector de radiofarmacia, permanecen campos considerables de radiación gamma emitida por productos de activación (activación debida a neutrones y protones), la mayoría de ellos de corto período de semidesintegración. También resultan necesarios blindajes adicionales para la realización de tareas de mantenimiento sobre piezas activadas del ciclotrón, que incluyen blindaje con vidrio plomado sobre un banco de trabajo para realizar mantenimiento a piezas extraídas del acelerador, y blindajes móviles para los casos donde se necesite trabajar directamente en el ciclotrón. Asimismo, la línea de transferencia de material radiactivo desde el ciclotrón hacia el módulo de síntesis se encuentra blindada en su totalidad para emisores gamma. Del mismo modo, tanto la síntesis de radiofármacos como su fraccionamiento se realizan en celdas caliente que presentan blindaje gamma. Por último, las dosis fraccionadas son trasladadas o transportadas en contenedores blindados.

2.1.5. Sistemas manuales de seguridad

Pulsadores de parada de emergencia: interrumpen automáticamente la operación del ciclotrón al ser accionados, y se instalan al menos dentro del bunker y en la sala de control.

Sistema de apertura interna de la puerta: permite la apertura de la puerta del bunker desde el interior del mismo en caso de emergencia. Se puede asociar este sistema al botón de parada de emergencia situado en el interior del bunker.

2.2. Sistemas de seguridad aplicados a instalaciones con ciclotrón: estado de situación en Argentina

En Argentina, conforme las características de los ciclotrones, existen diseños de sistemas de seguridad diversos, cubriendo los escenarios de irradiación externa e interna, tanto para trabajadores como para público, en operación normal y en situaciones de emergencia. Las instalaciones argentinas con ciclotrón han operado sin ocurrencia de situaciones de sobreexposición, habiéndose presentado situaciones incidentales menores contempladas en la operación de rutina, y algunas situaciones accidentales que no causaron sobreexposición pero que implican mejoras en los sistemas de seguridad.

En las distintas instalaciones argentinas, el diseño de los sistemas de seguridad da prioridad a los sistemas automáticos por sobre los procedimientos. Asimismo, estos sistemas presentan oportunidades de mejora, y ya se han iniciado procesos de actualización de sistemas de seguridad de acuerdo al estado del arte indicado en 2.1. y a las características propias de la instalación, según un orden de prioridades, y se mantiene una fluida comunicación entre la ARN y las instalaciones para impulsar actualizaciones parciales acordes a las necesidades.

En el marco de las inspecciones de seguridad radiológica realizadas por la ARN se han identificado algunas fallas de funcionamiento de sistemas de seguridad, las cuales han sido reparadas a la brevedad por parte del personal de las instalaciones.

Al respecto se remarca la responsabilidad primaria del titular de la Licencia de Operación en lo que respecta a la seguridad, por ello las instalaciones deben disponer de procedimientos para efectuar las pruebas tendientes a asegurar que los sistemas, equipos y componentes importantes para la seguridad funcionan apropiadamente. Debe quedar claro que el plan de inspecciones no sustituye las actividades de verificación que la propia instalación debe abordar.

3. CONCLUSIONES

La ARN ha adquirido experiencia propia en cuanto a procesos de licenciamiento e inspección asociados a instalaciones con ciclotrón. Además, mantiene actualizado su conocimiento de la seguridad radiológica aplicada a instalaciones con ciclotrón de acuerdo al el estado del arte a nivel global. Asimismo, se acuerda con las instalaciones la implementación de procesos de actualización, teniendo en cuenta los diseños particulares de sistemas de seguridad que cada instalación posee.

4. BIBLIOGRAFÍA

1. Norma AR 0.0.1., “Licenciamiento de instalaciones Clase I”, *Revisión 2*, 2002.
2. Norma AR 5.1.1., “Exposición ocupacional en aceleradores de partículas Clase I”, *Revisión 1*, 2002.
3. Norma AR 5.7.1., “Cronograma de la documentación a presentar antes de la operación de un acelerador de partículas”, *Revisión 1*, 2002
4. Norma AR 10.1.1., “Norma Básica de Seguridad Radiológica”, *Revisión 3*, 2003
5. IAEA, *Cyclotron Produced Radionuclides: Guidelines for Setting Up a Facility*, **Technical Reports Series No. 471**, 2009.
6. IAEA, *Cyclotron Produced Radionuclides: Physical Characteristics and Production Methods*, **Technical Reports Series No. 468**, 2009.
7. IAEA, *Cyclotron Produced Radionuclides: Principles and Practice*, **Technical Reports Series No. 465**, 2008.

8. IAEA, *Cyclotron Produced Radionuclides: Guidance on Facility Design and Production of [18F]Fluorodeoxyglucose (FDG)*, **IAEA Radioisotopes and Radiopharmaceuticals Series No. 3**, 2012.
9. IAEA, *Cyclotron Produced Radionuclides: Operation and Maintenance of Gas and Liquid Targets*, **IAEA Radioisotopes and Radiopharmaceuticals Series No. 4**, 2012.

Argentina and Germany: Challenges in the Application of Clearance Values

Bossio, M.C.; Meissner, F. and Muñiz, C.C.

Presentado en: 8th International Symposium: Release of Radioactive Materials,
Requirements for Exemption and Clearance.
Hamburgo, Alemania, 7 al 10 de octubre de 2013

ARGENTINA AND GERMANY: CHALLENGES IN THE APPLICATION OF CLEARANCE VALUES

Bossio, M.C.; Meissner, F. and Muñiz, C.C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

ABSTRACT

Argentina and Germany are both countries which use applications of radioactivity as well as nuclear power, although the main strategies for the use of nuclear power in the future may be different. The management of radioactive waste has therefore been an important task for both countries and the safe clearance of material a major challenge. Argentina adopted the IAEA's generic clearance values in 2009 while Germany's values were adopted from the European recommendations RP122 (materials), RP89 (metals) and RP113 (buildings and building rubble) and have been introduced in the German Radiation Protection Ordinance in 2001. Both countries rely on the principle that the authority has to assess a clearance request from the licensee or owner of the radioactive material. Finally, the authority gives the clearance authorization.

Comparing the application of the clearance values in Argentina and Germany gives an interesting picture of the challenges in two different countries for the implementation of the clearance procedures and the national ways for the application of the clearance values.

INTRODUCTION

The Argentinian Nuclear Power Program is currently expanding. Negotiations to build the fourth and the fifth nuclear power plants in the next years are being performed. Nowadays, approximately 3% of the energy comes from NPP's but for the year 2030 it is expected to rise over 6%. In addition to the foreseen NPP's, a project for a 4th research reactor and the construction of a national prototype small reactor (CAREM) of 25 MWe are under development.

In Germany, nuclear power was a substantial part of the energy production for decades, however being more and more critically discussed in the public and also in political circles. Several changes of the regulations for the use of nuclear power had been the consequence.

After the Fukushima accident, the German government decided the nuclear phase-out with a change of the Atomic law from 2011. Since then, eight NPP have stopped the power operation and for the remaining NPP the power operation is limited to a few years, hence expiring in the near future. While there is also a great amount of knowledge for decommissioning and dismantling of NPP, the applications for decommissioning are increasing.

As a consequence of using nuclear applications, radioactive wastes or materials are generated. Taking into account that there are cases in which these materials or wastes contain very low activity concentration levels, making them not worthy of any further control, there is a regulatory procedure called "clearance" that could be applied to

enable operators to remove them from the scope of its obligations allowing the cleared material to be recycled, reused or disposed of as non radioactive waste.

The intention of this paper is to present how the international recommendations on clearance have been implemented in two different countries like Argentina and Germany, which use nuclear power, use radioactive materials in medicine, science and industry and introduced a radioactive waste management system including the clearance process. Moreover, comparing the application of the clearance values in Argentina and Germany in detail gives an interesting picture of the challenges which are faced for the implementation of the clearance procedures and the national ways in the application of the clearance values. Special attention is focused to the public acceptance of clearance because in both countries clearance is primarily a regulatory process involving actions of the licensee or operator and the regulatory authority. The public is not part of the clearance process; however, the understanding that former radioactive material may now be regarded as non-radioactive may cause public irritations up to non-acceptance of the clearance process itself.

Challenges faced in the Application of Clearance Values

With the aim of optimizing the radioactive waste management control system in Argentina, the Nuclear Regulatory Authority (ARN) adopted in 2009 generic clearance values. These values were derived by scenarios established in the Safety Reports Series N° 44, from the International Atomic Energy Agency [1]. The parameters used in each scenario and its corresponding degree of conservatism were thoroughly evaluated by the radioactive waste control department (RWCD) of the ARN. Based on this assessment, the adoption of such levels in the Argentinean Regulations was performed. The clearance values that Argentina adopted are recommended by the IAEA and are listed in the International Basic Safety Standards, General Safety Requirements No. GSR Part 3 (BSS). These values apply for solid materials and are given in terms of activity concentration.

Germany as a member of the European Community has a clearance regulation system which is based on the superior European regulations. The clearance procedure itself and the de-minimis-principle were included in the EURATOM Basic Safety Standards (Council Directive 96/29/EURATOM) [2]. Specific clearance values were adopted from the European recommendations RP122 (materials), RP89 (metals) and RP113 (buildings and building rubble) prior to the values presented by the International Atomic Energy Agency [1]. The German national clearance values which are part of the German Radiation Protection Ordinance, have been introduced in 2001. They have since then been revised including new sets of clearance values depending on changes in model parameters and respecting the disposal of large amounts of material which is necessary due to the dismantling of several nuclear power plants and the extensive use of the clearance options. The clearance values comprise unconditional and conditional clearance options for materials, liquids, metals, building, building rubble and sites, and for landfill also values depending on the total mass are included.

In annex I some examples values for solid materials for unconditional clearance of each country are shown.

It should be mentioned in this context that it may occur that other countries do not accept the clearance of radioactive material so that we are not only faced with different sets of clearance values in different countries but also with the non-acceptance of the clearance at all. From the point of view of the international community, more communication and harmonization should therefore be an aim. Beyond that, Argentina believes that clearance levels should be strictly harmonized in the international nuclear

community, if not what may be considered cleared in one country may be radioactive in other. In fact, different approaches to clearance or clearance values already led to situations that cross-border transport of cleared material from one country was not accepted by another country.

Nonetheless, in Argentina, the analysis that the RWCD made about the scenarios established in the SRS N°44 showed that they are enveloping of many exposure situations in a very conservative way and there is no need to derive specific clearance values for the country. Since their adoption many nuclear facilities were interested in applying clearance to radioactive material generated in their installations. In order to provide guidance to the licensees, the ARN developed a regulatory implementation guide in 2011, which is currently available in the website [3].

In Argentina, the ARN is responsible of granting the clearance authorization. In Germany, as it is required in the European Council Directive [2], the respective authority is also responsible of granting the clearance. The decision has to be taken on the basis of the presumptions, values and regulations given in the German Radiation Protection Ordinance. The respective authority is supported by technical experts, e.g. TÜV NORD GROUP, usually for the technical aspects.

On the other hand, both Argentina and Germany rely on the responsibility of the licensee who has to demonstrate that the radioactive material that they want to clear complies with the activity concentration levels established for each radionuclide present in the material and the summation formula if several nuclides are present. However, it is possible that an organization, as a subcontractor, prepares the material and the procedure to be cleared.

The demonstration that the clearance procedure complies with the regulations, is very similar in Argentina and Germany. It is based by developing a procedure ("clearance plan") in which the following information is stated¹:

- Introduction: Brief description of the objectives of clearance request
- Background: Description of the installation. Operation history. Process by which the potential cleared material is generated. Initial evaluation.
- Responsibilities: Personnel involved in the procedure. Technical training. Radiation protection program.
- Description of the material to be cleared: Volume, weight, area of the material. Production rate. Description of radiological characteristics (radionuclides, half life, activity concentration). Initial screening measurements. Records about incidents or accidents. Operational history of the material.
- Objectives: Type of clearance requested, levels to comply with. Final destiny of the material (recycle/ reuse, melting/foundry, incineration, landfill, etc.)
- Techniques: Description of measurements techniques. Description of equipment, uncertainties. Radiochemical techniques. Decontamination plans. Homogeneity verification or statistical model approach, Calibration of equipment.

¹ The information listed should not be taken as exhaustive.

- Results: Analysis of the representativeness of the monitoring procedure. Comparison with generic clearance values.
- Conclusion: Confirmation of clearance request
- References: Legal framework, bibliography. Records of measurements.

The detail that the clearance procedure should vary according to the type of nuclear facility and type of material to be cleared. This graded approach should be commensurate with the complexity and potential hazard of the facility; and with the work to be performed in order to determine the activity concentration value. In general, nuclear power plants will generate larger amounts of waste in operation and especially in decommissioning with many radionuclides, such as gamma emitters with long half-lives and alpha emitters leading to more complex clearance procedures. However, this type of facilities, have more economic and human resources to fulfill the clearance assessments. This is important to note here because the use of nuclear power including the nuclear fuel cycle and nuclear power plants has another public acceptance factor than the use of radionuclides in medicine or science.

In contrast with NPP's, the main radionuclides used in nuclear medicine have very short half-lives, from hours to a few days. The waste originated from these practices are easily characterized, given that the radionuclide used is often only one and the activity used is known. With a few decay storage period the activity of the waste becomes trivial and the waste can be treated as conventional or pathogenic or according to other characteristics. Therefore, clearance procedures are much simpler. Public acceptance in this case, is not an issue because these practices arise in the context on human health.

In this context, a graded approach helps:

- To identify the key areas of the assessment, those where the highest contribution to doses and risk are to be expected
- To direct effort to these specific areas
- To minimize the overall costs of the assessment

The graded approach must be implemented without compromising the safety of the public, employees or facilities and adversely impacting the environment [4]. It is in the interest of the licensee and the authority that the clearance procedure is safe and every step can be followed up free of doubt.

In both countries Argentina and Germany, after the analysis of the documentation the authority can grant the clearance authorization or reject it, if it believes there are reasons that to do so, such as high uncertainties, poor procedures, use of un-calibrated equipment, etc.

In addition, the ARN counts with an independent verification program through which the compliance with the generic values is evaluated. This program includes for example visual inspection and audits of the measurements.

Similarly, in Germany the clearance procedures are carefully evaluated. In order to receive all the necessary information, independent experts are usually involved in many of the steps mentioned above for inspections and measurements, including

independent control measurements. Any doubts cause a revision of the procedures and reevaluations before the clearance can be granted.

These approaches of the authorities in both countries show that a high responsibility for the clearance act and thereby for the radiation protection of the population and environment is met.

In the clearance process as described above for Argentina and Germany, we are faced with several technical challenges. Some of these challenges are of more or less general character like:

- Loss of records about the operational history. This may cause failures in the assignment of materials, of presumed nuclide vector selections, of possibilities for unexpected cross-contaminations or activation in materials
- Inhomogeneity of materials. This is an important limiting factor for the decision of the measurement geometries, the required sampling techniques or statistical methods to be applied, but also limiting the applicability of measurement equipment.
- Inaccurate or not correctly calibrated measurement equipment. This is often the case if unsuited instrumentation is used for the nuclides to be detected, but may also cause problems in complicated geometries
- Detection of traces of nuclides in materials which may be relevant for clearance or hardly detectable nuclides.
- Case-by-case deviations from the adopted clearance values if there are reasons for this, e.g. if the model is not conservative enough.

Taking into account that the concept of clearance is relatively new in Argentina and that preparing a clearance request may be laborious, ARN has organized a symposium for the “National Radioactive Waste Management Program²” with the aim of explaining the concept, the dose criteria, the scenarios used to derive the generic values and also to provide guidance on clearance procedures. It is ARN’s intention to develop training activities in the future and give technical courses to NPP’s radiological protection inspectors, licensees of different nuclear facilities, such as research centers research reactors, etc.

There are some cases in which the generic clearance values adopted in Argentina cannot be used. Such situations are considered on a case by cases basis, and are generally leading to conditional Clearance. The main objective is to evaluate if the dose criterion (trivial dose) [5] is accomplished and to acknowledge the final destiny of the material. This Argentinian case-by-case approach is well known in Germany and is one reason why Germany’s regulations exhibit a more complex scheme of clearance values already including conditional clearance and disposal ways. Several aspects have to be taken into account for the many possible ways that the material can be disposed of and also the applicability of the model assumptions for a certain clearance act must be considered.

This becomes more and more important because of the large amounts of material which is appointed for clearance in Germany. Many thousands of tons of materials have to be cleared per year since there is no possibility to dispose the material of as radioactive waste. The clearance for such huge amounts of materials for reuse, for landfill or incineration of waste gives rise to re-assessments of the model assumptions

² Entity responsible for the radioactive waste management in Argentina

for many cases because it is not excluded that one disposal facility or landfill exceeds the presumed material quantities.

In Argentina, there haven't been many clearance requests yet. However, from the comparison of the situation in both countries it is important to develop simple messages to the public about the clearance tool and provide a high transparency during the whole process. The information should be settled in a general framework that includes concepts of radiation protection, trivial dose and natural radiation. Emphasis should be made in explaining the concept of clearance and the probable exposure scenarios. Sometimes unrealistic exposure pathways are suggested by the public causing irrational fear. Such behavior is becoming more and more prominent in Germany. As a consequence, the acceptance of cleared material for reuse, incineration or landfill is refused by several waste treatment facilities. We have to respect that the public opinion has a strong impact on society, so that a bad perception about clearance could cause that material which is harmless to the public is required to be treated as radioactive waste. This situation must lead to the construction of bigger or more repositories, with associated higher costs to the state, if the building of repositories at all will be possible. The potential reuse or recycle of materials is an environmental sustainable activity, which is one of the aims of clearance, reducing economic and human resources.

CONCLUSIONS

Argentina and Germany have adopted clearance levels in their regulations, but these levels differ between these countries. While Argentina adopted the IAEA's generic clearance values, Germany's values were adopted from the European recommendations RP122 (materials), RP89 (metals) and RP113 (buildings and building rubble). Germany counts with clearance levels since 2001 while Argentina adopted the values in 2009.

Nonetheless, both countries have developed deep and complete procedures for clearance and show a high responsibility for the clearance act and thereby the radiation protection of the population and environment is met.

From the comparison of the clearance procedures in both countries it can be concluded that Germany and Argentina have to face similar challenges when implementing clearance.

REFERENCES

- [1] International Atomic Energy Agency. "Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance". Safety Reports Series N° 44. Vienna, IAEA, 2005.
- [2] The EURATOM Basic Safety Standards (Council Directive 96/29/EURATOM)
- [3] Autoridad Regulatoria Nuclear. Guía AR 8 "Niveles Genéricos de Dispensa". Bs. As. 2011.
- [4] IAEA Safety Standards for protecting people and the environment. Specific Safety guide N° SSG-22, Vienna 2012.
- [5] ICRP Publication 104: "Scope of Radiological Protection Control Measures".

Current Situation of Spent Fuel Management in Argentina

Bossio, M.C. and Muñiz, C.C.

CURRENT SITUATION OF SPENT FUEL MANAGEMENT IN ARGENTINA

Bossio, M.C. and Muñiz, C.C.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

There are two on load PHWR in operation in Argentina: “Atucha I” NPP (357 MWe) -of a unique design- which is in operation since 1974, and “Embalse ” NPP -a typical CANDU 600- which started operation in 1984. Detailed information about the current status of the spent fuel generated by these facilities and its storage is presented in this paper. The long-term storage is also considered, including the description of the dry storage facility already in operation for “Embalse” NPP spent fuel bundles.

INTRODUCTION

There are two on load PHWR in operation in Argentina: “Atucha I” NPP (357 MWe) - of a unique design- which is in operation since 1974, and “Embalse ” NPP -a typical CANDU 600- which started operation in 1984. Both NPP are operated by “Nucleoeléctrica Argentina S.A.” (NA-SA) that has the responsibility for the management and interim storage of spent fuel until the end of the operative life of the plants. The Argentinean legislative framework establishes that after final shutdown of a NPP the responsibility for the management of the spent fuel shall be transferred to the “Comisión Nacional de Energía Atómica” (CNEA), which is also responsible for the decommissioning.

The “Nuclear Regulatory Authority” (ARN) is responsible for the regulation of radiological and nuclear safety, safeguards, physical protection and security, i.e. all aspects involved in spent fuel management

Regarding reprocessing, the spent fuel is considered as a potential energy resource and it is foreseen to take a decision about this matter by the year 2030. At such time, the installation of the underground laboratory must have been started, which will allow a deep geological repository to be designed and constructed. According to the Strategic Plan – Law N° 25018 the repository must be operative by 2060.

Meanwhile, the spent fuel generated by the two PHWR in Argentina is being stored in wet and dry interim storages, whose particularities are described below.

Atucha I NPP (357 MWe)

In operation since 1974 is a unique design of an on load PHWR of German origin that started to operate with natural uranium fuel. Between 1995 and 2000 the fresh fuel in the core was gradually modified from natural to slightly enriched uranium (0,85% nominal). This change allowed to increase the average burn up from approximately 6000 MWd/tU to about 11000 MWd/tU [1-2], reducing the frequency of refueling at full power from 1,29 fuel element per day to 0,72 fuel element per day, a fact that

facilitates the management of spent fuel by reducing significantly number of spent fuel assemblies generated by year.

Atucha I fuel element is composed by 37 bars with an active length of 5323 mm and a total length of 5566,4 mm, each bar contains 442 UO_2 pellets cladding in a zircaloy-4 alloy tube with an external diameter of 13,82 mm and 0.5 mm thick.

The fuel assembly (153.5 kg of U) is very slender, with a total length of 6028,5 mm, an external diameter of 107,8 mm and a weight of approximately 200 kg.

The data of each fuel element are introduced in an on line computational program which allows to know the history and location of each fuel element from the fresh fuel storage to its final disposal location in the pool. The same software also calculates the burn up, the production and isotopic composition of U and the fission product inventory, based on the time of residence, the position of the fuel assembly inside the reactor core and the cooling time. This program is used as well for safeguards purposes, inter alia to obtain the mapping of the pools and to generate the itemized list of the spent fuel elements, which includes, for each fuel assembly, its uranium and plutonium masses.

The average nuclear production is 0,51 kg of Pu per spent fuel assembly in the case of natural uranium fresh fuel and 0,70 kg of Pu per spent fuel assembly in the case of 0,85% uranium fresh fuel.

Spent fuel is stored temporarily under water. The Plant has two Pool Buildings inside the control zone where the spent fuel is stored underwater hanging vertically in stainless steel racks, in a double layer arrangement, House I, which entered in service in 1974, and House II which was built in 1982 besides the House 1. House 1 has two decay pools, and, House 2 has four decay pools. There is only one transfer channel between the reactor building and the maneuvering pools of the two houses. The pools are 17 m deep and the walls are made of concrete with 2 mm thick stainless steel lining meanwhile the floor, also made of concrete, has a 3 mm thick stainless steel lining. Because of the characteristic of the fuel, the wet storage is intrinsically safe regarding criticality.

House I Pool Storage is completed full with 3240 fuel elements. The initial capacity of the House II Building was 6912 positions but a re-racking program was performed for a more compact arrangement between fuel assemblies in the pools [4], increasing the storing capacity of fuel elements to 8304 positions. This task implied some changes in the storage bracket-suspension beam and the relocation of about 9000 spent fuel elements

The execution of this compact storage project (“re-racking”) started in 2002. It implies the sufficient capacity to store spent fuel in CNA I until at least 2015. Bearing in mind that the end of life of this NPP is in 2017, a new option must be available for the spent fuel storage by that date. In this context, NA-SA and CNEA have studied different alternatives for interim dry storage. Presently, the project is in the analysis and discussion of conceptual engineering stage. Once it is built, spent fuels will be gradually transferred according to their decay time.

According to the 4th National Report to the Joint Convention of Spent Fuel and Radioactive Waste Management the inventory for wet storage was 10236 spent fuels.

Embalse NPP - CNE

The Embalse Nuclear Power Reactor is a typical CANDU-6 (600 MWe) on load PHWR that is in operation Argentina since 1984.

CNE fuel bundles are composed by 37 bars with a length of 495,3 mm, containing 36-39 UO₂ pellets each bar is cladding in a zircaloy-4 alloy tube with an external diameter 13,08 mm and 0.419 mm thick. The fuel assembly has an external diameter of 102,74 mm and the weight of the contained UO₂ is of approximately 23 kg. The reactor core or “calandria” has 380 horizontal pressure channels with a capacity for 4560 fuel bundles (12 per channel). The frequency of refueling at full power is of 15,2/d and the maximum burn up is of 7800 MWd/tU. The nuclear production is approximately 68 grams of Pu per spent bundle. According to the 4th National Report to the Joint Convention of Spent Fuel and Radioactive Waste Management the inventory for wet storage was 41117 spent fuels and at the dry storage was 84540 [1] [8].

After leaving the core, the spent fuel bundles are transferred underwater to the reception bay with capacity for 4800 bundles, where they are disposed horizontally on trays of 24 bundles (double array of 12). The trays are later transferred to the storage bay and stocked in piles with up to 19 trays. There is a third little bay for defective fuels, with a storage capacity of 300 bundles. All the pools are made of concrete with epoxy resin lining. The main bay has capacity to store 45144 spent fuel bundles, equivalent approximately to the quantity generated during 10 year at maximum power.

Dry storage alternative was implemented in 1993 to cope with the spent fuel storage demand up to the end of the operative life of CNE. The spent bundles must remain at least 6 years in the wet storage for thermal cooling and radioactive decay after being transfer to the dry storage.

The dry storage is a modular array of concrete “silos”, also called canisters, arranged in a yard at the power station site. Inside each full loaded canister nine steel sealed baskets are piled, each one with 60 bundles. The baskets are loaded underwater and then removed from the pool inside a shielded transfer cask. After leaving the pool the cask is drained and introduced in the operational cell where it is sealed by welding [4-7].

A second cask named the “transfer shielding” is used to transfer the sealed basket from the operational cell to the canisters. The canister yard is inside the double fence, which surrounded the NPP for security protection.

The canisters are 6,3 m high vertical cylinders, with external diameter of 3 m approximately [7]. They are cooled by natural convection and were designed as to support some accidental events as earthquakes, floods, tornadoes and the risk of explosions. The system provides three barriers of protection to avoid the release of radioactive material to the environment. It is completely independent of the power station systems and not requires especial activities of maintenance when the canisters are filled and sealed. The total silos that will be constructed (in stages) are 240. At present there are 216 already built silos in CNE, 191 of them full load.

The spent fuel stored in the ASECQ silos has been included, at ARN’s request, in the “Ageing Management Program for Components and Systems of the Nuclear Power Plant Associated to Nuclear Safety”. The surveillance plan of canisters, internal

cladding and concrete structure of all the ASECQ system silos was incorporated in the framework of this program. In addition to this surveillance action, a periodic measurement of aerosol and noble gases content inside the silos is conducted. The surveillance, which commenced from its inauguration, continues to date and no abnormality has been observed in the behaviour analysis of these components.

It is important to note that a project for an extension of life of CNE is under development. This does not represent a problem regarding the spent fuel storage capacity because, due to the modular design of the dry storage it can be enlarged by the construction of a new battery of canisters when needed.

NPP-Atucha II

In the case of **Atucha II Nuclear Power Plant (CNA II)**, with a similar design of CNA I (692 MWe), the spent fuel will be transfer to pools, with a storing capacity equivalent to ten years of normal operation, till a dry storage alternative will be defined.

Preservation of spent fuel storage information

At present it could be said that a reliable system of general and specific information about spent fuel and spent fuel storage are maintained in Argentina. For instance:

- Detailed information about fresh fuel is maintained duplicated in records of the Fuel Fabrication Plant (CONUAR) and in records in each NPP.
- Detailed information about spent fuel is maintained duplicated in records of the NPPs and also in the safeguards records of the ARN.
- Technical information about the design and operation of wet and dry storage are appropriately maintaining in the NPPs.

Nevertheless, considering that several decades could pass before the back end implementation, all effort must to be put in the preservation of those data following the technological improvements in this matter along the time.

FUKUSHIMA'S LESSONS

The Forum of Ibero-American Regulators Organization (Forum) decided to require to all NPPs of the member countries a Resistance Assessment (a comprehensive safety assessment) like the Stress Tests required by Western European Nuclear Regulators Association (WENRA). As a Forum member country, Argentina through ARN requested to NA-SA (RQ-38) a Resistance Assessment (Stress test) which main objective is to determine the Atucha I NPP (CNA I); Atucha II NPP (CNA II) and Embalse NPP (CNE) performance to face beyond design basis extreme events occurrence which could cause the safety functions loss aimed to detect any weaknesses and implement related improvements.

The Resistance Assessment considers the beyond design basis extreme events that could occur in each NPP site; the loss of safety functions for each extreme event considered and the corresponding severe accident management activities. Therefore, this requirement consists of a reassessment of the NPPs safety margins assuming that a sequential loss of the lines of defence in depth occurs.

The requested assessment includes the extreme conceivable initiating events at each site; loss of safety functions caused by each initiating event considered; the management of consequent severe accidents and internal emergency management considering, among others:

- Spent fuel storage management strategy and spent fuel storage systems design and performance in case extreme events occurrence;
- Arrangement / disposal of structures, equipment and components belonging to safety systems to assure they could continue fulfilling the corresponding safety function in case of extreme events occurrence;
- Prevention, recovery and mitigation measures: automatic and operator actions for abnormal conditions; emergencies and severe accidents management;
- Availability of the NPP's resources to face on-site and off-site emergencies caused by beyond design basis extreme events that provoke severe accidents. In particular, since the event occurrence until to the ARN take the emergency management, including the planning and action management considering the public protection and the corresponding communication.

The results of the Resistance Assessment were examined in June 2012 in Buenos Aires, in a peer review by the Forum members, who issued a final document containing an executive summary with the review results and the general conclusions. Finally, the Forum final document was presented in the Second Convention on Nuclear Safety Extraordinary Meeting in August 2012.

On the other hand, as a way to review the lessons learned from the Fukushima accident, NA-SA carried out a verification of the NPPs capability to mitigate conditions that result from beyond design basis accidents; station black out; internal and external flooding and; spent fuel storage systems performance.

CONCLUSIONS

Argentine Authorities have to take a decision about the fuel cycle back-end strategy before 2030. Meanwhile enlargement of the spent fuel interim storage capacity is needed. Under demand CNE NPP can easily enlarge this capacity through the construction of new dry storage silos. Modular dry storage also seems to be the solution in the case of Atucha I, and this project is under development.

Preservation of the information about spent fuel is a very important issue, considering the long times that could be involved before back-end strategy implementation, therefore this matter should be re-assessed in the near future in order to introduce new recording technologies and redundancies of information if necessary.

As security it's the most important issue related to the spent fuel management system the lesson's learned from Fukushima's Accident have been taken into account.

REFERENCES

- [1] COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA. Gestión de los residuos radiactivos y de los combustibles gastados en la República Argentina, Informe al HCN de la Nación (2005).
- [2] Management of spent fuel from power reactors in Argentina. IAEA-CN-102/1. M. Audero, J. Sidelnik, R. Versacia, A. Bevilacqua.
- [3] Almacenamiento compacto de elementos combustibles irradiados (ECI) para la central nuclear Atucha I. Annual meeting of the Argentine Association of Nuclear Technology (AATN), Nov 2000. C. Antonaccio, A. Conde, A. Flores, H. Masciotra, G. Sala, P. Zanni.
- [4] Dry Storage of Spent Fuel in Argentina. Prospects and technical solutions. IAEA-SM-335/2. J.O. Marticorena, G. Barcelo, J. Bergallo, P. Maccarone.
- [5] Comparación de sistemas de almacenamiento en seco para el combustible gastado de la central nuclear Atucha I. CNEA-CAB 49014-2007. J.E. Bergallo, C. Fuenzalida, A. Blanco, H. Nassini, D. Delmastro, R. Hilal.
- [6] Diseño conceptual de un sistema para el almacenamiento interino en seco del combustible gastado de la CNA-I - XXXII AATN Annual Meeting, Buenos Aires Nov 2005. H.E.P. Nassini, C.S. Fuenzalida Troyano, A.M. Bevilacqua, J.E. Bergallo.
- [7] Diseño conceptual del sistema de almacenamiento intermedio en seco de elementos combustibles quemados para la Central Nuclear en Embalse (A.S.E.C.Q.). Buenos Aires 1990. R. Bonini, C. Corderí, R. Cuñarro, V. Guaragna, E. Herrero, L. Pereyra, D. Saied, E. Salles, F. Rodriguez.
- [8] Convención Conjunta sobre Seguridad en la gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos", Cuarto Informe nacional, 2011, Buenos Aires, Argentina.

Exemption and Clearance Progress in the Argentine Regulatory System

Bossio, M.C.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013
8th International Symposium: Release of Radioactive Materials,
Requirements for Exemption and Clearance
Hamburgo, Alemania, 7 al 10 de octubre de 2013

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 (⁸⁵Kr and ²³²Th), the exemption for the trade, installation, use and decommissioning of welding TIGs (plasma spraying) containing ²³²Th, and the release of Ionization Chamber Smoke Detectors (ICSDs) containing ²⁴¹Am.

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 ^3H 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 from 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 from 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 ($H_f^2 = 0 \text{ m}$ y $H_p^3 = 4 \text{ m}$, 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 $E = 0,22 \mu\text{Sv/y}$, in the second case $E = 0,0262 \mu\text{Sv/y}$ and in the third case $E = 0,54 \mu\text{Sv/y}$. In the last exposure pathway the dose was of the order of $27 \mu\text{Sv/y}$, 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 $0,9 \mu\text{Ci}$ and for the "B" detector was $1 \mu\text{Ci}$.

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 $1 \mu\text{Ci}$ (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:

$$E = A * R9 * f * \text{DECAY}$$

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

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

$$E = 13,5 \text{ } \mu\text{Sv/ año}$$

As it can be observed, the dose arising from for the critical exposure pathway is greater than $10\mu\text{Sv/y}$, 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 ^3H are used. Each tube contains 7ml and a total activity of $0,014 \mu\text{Ci}$. 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/cm^3), 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 than 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 from 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 N° 44. Vienna, IAEA, 2005.
- [3] Autoridad Regulatoria Nuclear. Guía AR “Niveles Genéricos 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.

Resultados del primer ejercicio de intercomparación de servicios de dosimetría personal de neutrones 2012

Carelli, J. y Villella, A.

RESULTADOS DEL PRIMER EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN DE SERVICIOS DE DOSIMETRÍA PERSONAL DE NEUTRONES 2012

Carelli, J. ¹ y Villella, A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Durante el 2012 la ARN llevó a cabo la primera intercomparación nacional de dosímetros personales de neutrones. Las irradiaciones fueron realizadas en el laboratorio de neutrones de la Autoridad Regulatoria nuclear. Con el objetivo de evaluar la calibración del sistema de dosimetría y la posible dependencia del algoritmo de cálculo de dosis con la dosis total, fueron seleccionadas las fuentes estándar ISO Cf-252; Cf-252 moderado en agua pesada y AmBe. Fueron invitados a participar los servicios de dosimetría nacionales incluyendo a las centrales nucleares de potencia, a un laboratorio de la República Federativa de Brasil y al servicio de dosimetría de la misma ARN. Se presentaron ocho laboratorios con detectores pasivos basados en TLD y CR-39 junto a un detector activo. Las irradiaciones fueron realizadas siguiendo los requerimientos de la norma ISO 8529. Se evaluaron los resultados conforme al documento IAEA Safety Guide N° RS-G-1.3, encontrándose que el 38% de los servicios de dosimetría personal de neutrones son aceptables.

El objetivo de este ejercicio de intercomparación es proporcionar una herramienta objetiva para evaluar la capacidad de los servicios de dosimetría personal en este tipo de campos que permita avanzar hacia su acreditación.

1. INTRODUCCIÓN

El objetivo principal de este ejercicio de intercomparación es proporcionar una herramienta objetiva para evaluar la capacidad de medición de los servicios de dosimetría personal de los trabajadores ocupacionalmente expuestos a radiación neutrónica, con fines de radioprotección. El monitoreo no sólo satisface el interés del empleador sino que sirve al cumplimiento de requisitos impuestos por la ARN a través de la licencia de operación a ciertas instalaciones en donde la exposición a este tipo de radiación debe ser controlada. El resultado del mismo es de sumo interés para el usuario ya que obtener un valor confiable demuestra el estado de calibración de su sistema de dosimetría.

1.1 Alcance

En este ejercicio de intercomparación fueron invitadas todos los servicios de dosimetría personal nacionales, tanto de empresas privadas como de organismos estatales. Participó además la empresa SAPRA LANDAUER de la República Federativa de Brasil.

A continuación se puede observar el listado completo de los laboratorios participantes: BIONICS, central Nuclear Atucha, Central Nuclear Embalse, ARN con dosímetros de control, laboratorio de Trazas Nucleares del CNEA-CAC y SAPRA-LANDAUER de Brasil. Los tipos de detectores utilizados para realizar la dosimetría personal de neutrones han sido: termoluminiscentes, CR-39, films, dosímetros activos de diodo.

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

2. DESARROLLO

A los laboratorios participantes se les solicitó que remitan a los laboratorios de la ARN 12 (doce) dosímetros, 9 (nueve) de los cuales serían irradiados y los 3 (tres) restantes serían considerados testigos. Esto se respetó parcialmente ya que cada laboratorio participó de este ejercicio con un número variable de dosímetros.

Las irradiaciones fueron llevadas a cabo en el Laboratorio de Neutrones de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

2.1 Laboratorio de Neutrones de la Autoridad Regulatoria Nuclear

En primer lugar se presenta el origen y trazabilidad del Valor de Referencia del Laboratorio de Neutrones de la ARN (VRL).

2.1.1 Calibración del laboratorio de neutrones

La caracterización del campo de neutrones en el Laboratorio de la ARN fue realizado por personal de *Los Alamos National Laboratory* (LANL) [1, 2] Estas determinaciones se han llevado a cabo con instrumentos considerados de transferencia por la ISO [3, 4] previamente calibrados en el NIST y en el PTB, ambos laboratorios primarios de calibración neutrónica.

Por lo tanto, el VRL considerado en este ejercicio de intercomparación es el publicado en los informes generados por el LANL.

2.1.2 Fuentes de neutrones

El laboratorio de neutrones posee dos fuentes de neutrones que generan tres campos de neutrones de los descritos en la norma internacional de calibración de este tipo de detectores (ISO 8529) [3]:

- 1) el campo generado por una fuente de neutrones de Californio-252 expuesta sin moderador interpuesto;
- 2) la misma fuente pero rodeada de una esfera hueca de acero rellena de deuterio y recubierta con cadmio natural;
- 3) el campo generado por la fuente de neutrones de Americio-241 y Berilio expuesta sin moderación alguna.

El detalle de estas fuentes y su espectro se encuentra en la citada norma internacional.

A continuación se describe el protocolo de irradiación a partir del cual se llevaron a cabo todas las irradiaciones de este ejercicio de intercomparación. Es importante destacar que el protocolo de irradiación fue informado previamente a todos los participantes.

2.2 Protocolo de irradiación

Las irradiaciones se realizaron sobre una tarima elevada, de manera que el centro del fantoma ISO de agua y el centro de la fuente se hallen a 2 metros del piso. Todas las irradiaciones fueron realizadas ubicando el centro de la cara frontal del fantoma ISO de agua a 70 cm del centro de la fuente. A los dosímetros se los colocó sobre el fantoma fijándolos con cinta adhesiva, cuidando de no interferir con la ventana cuando corres-

pondía. Ninguna parte sensible de los dosímetros quedó alejada más de 7,5 cm del centro de la cara frontal del fantoma ISO de agua.

Con el fin de evaluar a una misma calidad de radiación, la repetibilidad de las mediciones, y su linealidad, se realizaron 3 irradiaciones en cada calidad.

Se presenta en la figura 1, a modo de ejemplo, el montaje de los dosímetros pasivos en el fantoma de agua ISO y, en la figura 2, un montaje que incluye un dosímetro activo.



Figura 1. Se observan los dosímetros sobre el fantoma, con el mismo ubicado sobre la mesa móvil. En primer plano aparece la esfera moderadora de deuterio.



Figura 2. Configuración de la irradiación con un dosímetro activo junto a tres dosímetros pasivos montados en fantoma.

2.3 Criterio de aceptación de la medición y del laboratorio de dosimetría

El criterio de aceptación adoptado en este ejercicio de intercomparación es similar al propuesto por el IAEA para Dosis Equivalente Personal Hp(10) en la publicación No. RS-G-1.3 Safety Guide. Consiste en que el valor informado, X, se encuentre dentro de la banda definida por dos funciones según se muestra a continuación,

$$\frac{1}{1,5} \left(1 - \frac{2H_0}{H_0 + VRL} \right) < X/VRL < 1,5 \left(1 + \frac{H_0}{2H_0 + VRL} \right)$$

H_0 corresponde al Nivel de Registro para dosimetría mensual. Este nivel, que en las ecuaciones de la publicación citada se consideran para Dosis Efectiva, toma un valor de 0,085 mSv. Para el control de la Dosis Equivalente Personal Hp(10) se considera igual a 0,1 mSv.

El mismo documento considera la performance de un laboratorio es aceptable si solamente 1 de cada 10 dosis informadas escapa de la banda de aceptación.

3. RESULTADOS

Se considera resultado a la *respuesta*, definida como el valor de la dosis informada dividida al VRL,

$$respuesta = X/VRL.$$

La magnitud de referencia del laboratorio y la informada por los servicios de dosimetría es la Dosis Equivalente Personal Hp(10).

En la figura 3 se presentan las respuestas de los dosímetros de los laboratorios participantes según la dosis Hp(10) a la que fue expuesto.

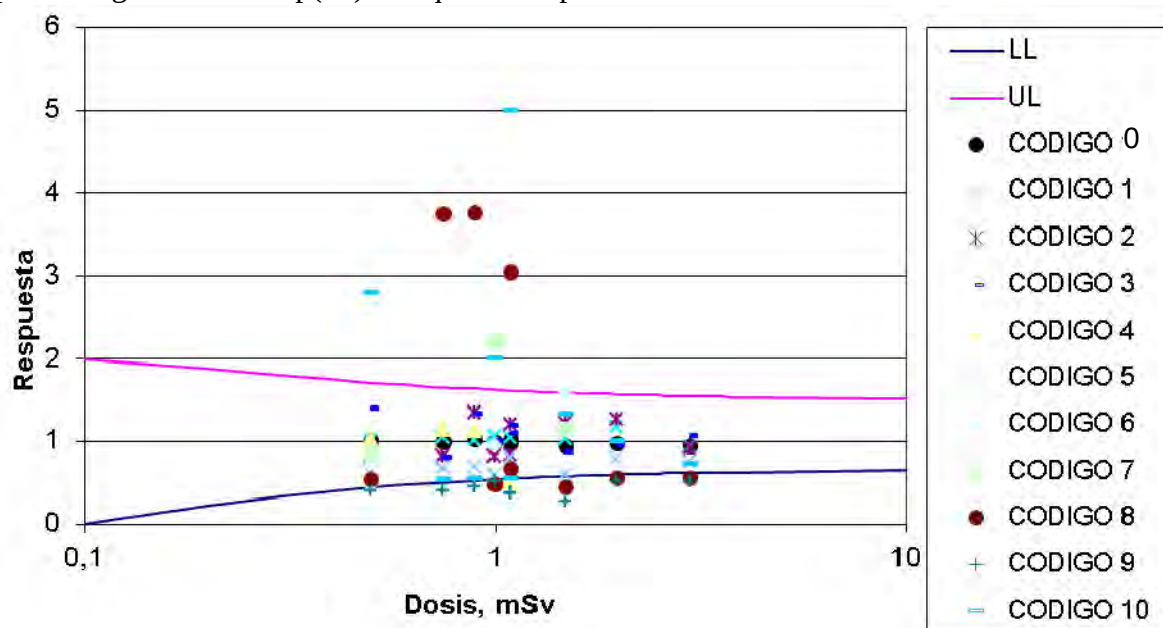


Figura 3. Respuestas de todos los participantes en todos los campos.

3.1 Análisis de los resultados

Con el fin de cuantificar la capacidad de medición de los servicios de dosimetría personal, se determinaron los porcentajes de resultados informados aceptables en cada una de las condiciones de irradiación. Se entiende por condición de irradiación a la fuente y a la dosis entregada. También se determinó el porcentaje de laboratorios de dosimetría participantes con desempeño aceptable, según los criterios de aceptación mencionados.

Hallazgos:

- 1- El 73% de las respuestas se encuentran dentro de la banda de aceptación.
- 2- Si bien algunos de los laboratorios participantes calibraron sus sistemas de dosimetría con fuente de AmBe, los resultados obtenidos aún con esta fuente no se encuentran dentro de la banda de aceptación.
- 3- En líneas generales no se observan, en el rango de irradiaciones de esta intercomparación, variaciones en el porcentaje de aceptación que dependan de la dosis recibida por el dosímetro.

4. CONCLUSIONES

Se llevó a cabo la Intercomparación Nacional de Dosímetros Personales de Neutrones organizado por Autoridad Regulatoria Nuclear correspondiente al año 2012. Este ejercicio tuvo como finalidad conocer el desempeño de los laboratorios de Dosimetría que ofrecen su servicio actualmente en la República Argentina, encontrando que la performance del 38% de los mismos es aceptable.

Si bien el estado del conjunto de laboratorios de dosimetría analizados no es aceptable, salvo excepciones que fueron detalladas en la sección anterior, en líneas generales con sólo corregir el factor de calibración cumplirían con el criterio de aceptación empleado, por lo menos hasta que sean nuevamente calibrados.

5. REFERENCIAS

1. Thomas D. McLean, David T. Seagraves, Richard H. Olsher, del Health Physics Measurements Group, Los Alamos National Laboratory, "Characterization of the Centro Atómico Ezeiza Neutron Calibration Facility", October 2006.
2. R.H. Olsher, T. D. McLean, M.W. Mallett, D.T. Seagraves, M.S. Gadd, Robin L. Markham, R.O. Murphy and R.T. Devine, "Characterization of neutron reference fields at US department of energy calibration fields", de D.T. Seagraves, RP-2, Thomas D. McLean, P-2, "Characterization of the Centro Atómico Ezeiza Neutron Calibration Facility".
3. ISO 8529:2000. Neutron Reference Radiations for Calibrating Neutron-Measuring Devices Used for Radiation Protection Purposes and for Determining Their Response as a Function of Neutron Energy. Zurich, Switzerland.
4. ISO 12789-2:2008, Reference radiation fields - Simulated workplace neutron fields -- Part 2: Calibration fundamentals related to the basic quantities.
5. IAEA Safety Guide N^{ro} RS-G-1.3, "Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation", 1999.
6. AR 10.1.1. Norma Básica de Seguridad Radiológica (2003).

RESULTADOS DEL PRIMER EJERCICIO DE INTERCOMPARACIÓN DE SERVICIOS DE DOSIMETRÍA PERSONAL DE NEUTRONES 2012

J. Carelli*, A. Villella

Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. del Libertador 8250 (C1429BNP), Buenos Aires, Argentina

*jcarelli@arn.gov.ar



VII Congreso Argentino de Radioprotección
Fortaleciendo la Protección Radiológica en todas las
actividades del país
Mendoza, 02 al 04 de octubre, 2013
SOCIEDAD ARGENTINA DE RADIOPROTECCIÓN

INTRODUCCIÓN

Durante el 2012 se realizó un ejercicio de intercomparación. Su objetivo principal fue proporcionar una herramienta objetiva para evaluar la capacidad de medición de los servicios de dosimetría personal de los trabajadores ocupacionalmente expuestos a radiación neutrónica, con fines de radioprotección que permita avanzar hacia su acreditación. Se rastreó, así también, la posible dependencia del algoritmo de cálculo de dosis con la dosis total. El monitoreo del personal no sólo satisface el interés del empleador sino que sirve al cumplimiento de requisitos impuestos por la ARN a través de la licencia de operación a ciertas instalaciones en donde la exposición a este tipo de radiación debe ser controlada. El resultado del ejercicio es de sumo interés para el usuario ya que obtener un valor confiable demuestra el estado de calibración de su sistema de dosimetría.

Alcance

Al ejercicio de intercomparación fueron invitados todos los servicios de dosimetría personal nacionales, tanto de empresas privadas como de organismos estatales.

Participó además la empresa SAPRA LANDAUER de la República Federativa de Brasil.

Laboratorios participantes:

BIONICS, Central Nuclear Atucha, Central Nuclear Embalse, ARN con dosímetros de control, Laboratorio de Trazas Nucleares del CNEA-CAC y SAPRA-Landauer de Brasil. Los tipos de detectores utilizados para realizar la dosimetría personal de neutrones han sido: termoluminiscentes, CR-39, films y dosímetros activos de diodo.

DESARROLLO

A los servicios de dosimetría participantes se les solicitó que remitan a los laboratorios de la ARN 12 (doce) dosímetros en total, 9 (nueve) de los cuales serían irradiados y los 3 (tres) restantes serían considerados testigos. Esto se respetó parcialmente ya que cada laboratorio participó de este ejercicio con un número variable de dosímetros.

Las irradiaciones fueron llevadas a cabo en el Laboratorio de Neutrones de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

Laboratorio de Neutrones de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Origen y trazabilidad del Valor de Referencia del Laboratorio de Neutrones (VRL).

1 Calibración del laboratorio de neutrones

La caracterización del campo de neutrones en el Laboratorio de la ARN fue realizado por personal de Los Alamos National Laboratory (LANL) y publicados por ellos. Este trabajo se llevó a cabo con instrumentos considerados de transferencia por la norma ISO 8529, previamente calibrados en el NIST y en el PTB, ambos laboratorios primarios de calibración neutrónica.

2 Fuentes de neutrones

Las irradiaciones fueron realizadas siguiendo los requerimientos de la norma ISO 8529.

El laboratorio de neutrones posee dos fuentes de neutrones que generan tres campos de neutrones de los descritos en la norma internacional de calibración de este tipo de detectores (ISO 8529) [3]:

- 1) el campo generado por una fuente de neutrones de Californio-252 expuesta sin moderador interpuesto;
- 2) la misma fuente pero rodeada de una esfera hueca de acero rellena de deuterio y recubierta con cadmio natural;
- 3) el campo generado por la fuente de neutrones de Americio-241 y Berilio expuesta sin moderación alguna.

El detalle de estas fuentes y su espectro se encuentra en la citada norma internacional.

A continuación se describe el protocolo de irradiación a partir del cual se llevaron a cabo todas las irradiaciones de este ejercicio de intercomparación. Es importante destacar que el protocolo de irradiación fue informado previamente a todos los participantes.

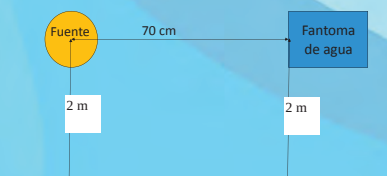
Protocolo de irradiación

Las irradiaciones se realizaron sobre una tarima elevada, de manera que el centro del fantoma ISO de agua y el centro de la fuente se hallen a 2 metros del piso. Todas las irradiaciones fueron realizadas ubicando el centro de la cara frontal del fantoma ISO de agua a 70 cm del centro de la fuente. A los dosímetros se los colocó sobre el fantoma fijándolos con cinta adhesiva, cuidando de no interferir con la ventana cuando correspondía. Ninguna parte sensible de los dosímetros quedó alejada más de 7,5 cm del centro de la cara frontal del fantoma ISO de agua.

Con el fin de evaluar a una misma calidad de radiación, la repetibilidad de las mediciones, y su linealidad, se realizaron 3 irradiaciones en cada calidad.

Se presenta en la figura 1, a modo de ejemplo, el montaje de los dosímetros pasivos en el fantoma de agua ISO y, en la figura 2, un montaje que incluye un dosímetro activo.

Esquema de irradiación



Dosímetros sobre el fantoma ubicado sobre la mesa móvil. En primer plano aparece la esfera moderadora de deuterio.



Configuración de la irradiación con un dosímetro activo junto a tres dosímetros pasivos montados en fantoma.

Criterio de aceptación de la medición y del laboratorio de dosimetría

Tomado de la No. RS-G-1.3 Safety Guide, consiste en que el valor informado, X, se encuentre dentro de la banda definida por dos funciones según se muestra a continuación,

$$\frac{1}{15} \left(1 + \frac{2H_0}{H_0 + VRL} \right) \leq \frac{X}{VRL} < \frac{1}{15} \left(1 + \frac{H_0}{2H_0 + VR} \right)$$

H₀ corresponde al Nivel de

mensual para el control de la Dosis Equivalente Personal Hp(10) se considera igual a 0,1 mSv.

El mismo documento considera la performance de un laboratorio es aceptable si solamente 1 de cada 10 dosis informadas no es aceptable.

Registro para dosimetría

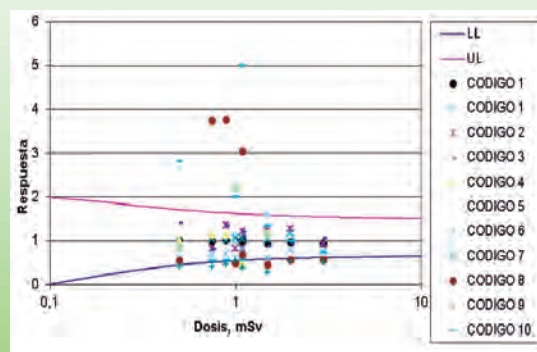
RESULTADOS

Se considera resultado a la *respuesta*, definida como el valor de la dosis informada dividida al VRL,

$$respuesta = X/VRL$$

La magnitud de referencia del laboratorio y la informada por los servicios de dosimetría es la Dosis Equivalente Personal Hp(10).

En la figura 3 se presentan las respuestas de los dosímetros de los laboratorios participantes según la dosis Hp(10) a la que fue expuesto.



Respuestas de todos los participantes en todos los campos.

Análisis de los resultados

El 73% de las respuestas se encuentran dentro de la banda de aceptación.

Si bien algunos de los laboratorios participantes calibraron sus sistemas de dosimetría con fuente de AmBe, los resultados obtenidos aún con esta fuente no se encuentran dentro de la banda de aceptación.

CONCLUSIONES

La performance del 38% de los mismos es aceptable.

Si bien el estado del conjunto de laboratorios de dosimetría analizados no es aceptable, salvo excepciones, en líneas generales con sólo corregir el factor de calibración cumplirían con el criterio de aceptación empleado, por lo menos hasta que sean nuevamente calibrados.

Preparación de la población en el caso de una emergencia nuclear. Experiencia de Argentina

Cateriano, M.A.; Rey, H. y Rojas, C.A.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013

REPARACIÓN DE LA POBLACIÓN EN EL CASO DE UNA EMERGENCIA NUCLEAR. EXPERIENCIA DE ARGENTINA

Cateriano, M.A.¹; Rey, H. y Rojas, C.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La misión y las responsabilidades de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) están definidas en la Ley Nacional de la Actividad Nuclear N° 24.804/97 y su Decreto reglamentario N° 1.390 en la cuál se especifica que “a efectos de un mejor cumplimiento de sus funciones, la ARN deberá aprobar planes de contingencia para el caso de accidentes nucleares, programas para enfrentar emergencias y en los casos necesarios el correspondiente entrenamiento de trabajadores y vecinos. Dichos planes deberán prever una activa participación de la comunidad”.

Dentro de este marco la preparación de la población reviste un papel significativo a efectos de minimizar las consecuencias de un eventual accidente nuclear. Un aspecto importante de esta preparación son las actividades de difusión que se basan en charlas de divulgación y capacitación, y reparto de materiales informativos.

Estas actividades tienen como objetivo divulgar las acciones de protección primordiales para casos de emergencias nucleares. En este trabajo se presentan las diferentes tareas de comunicación llevadas a cabo por el Centro Control de Emergencias (CCE) de la ARN con la comunidad educativa, las organizaciones civiles y de respuesta, y la población en general, todo ello en el marco de los ejercicios de aplicación de los planes de emergencias de las Centrales Nucleares Embalse y Atucha I.

1. INTRODUCCIÓN

Todas las emergencias nucleares y radiológicas graves han llevado al público a adoptar algunas medidas inapropiadas o injustificadas, y han dado por resultado importantes efectos psicológicos y económicos negativos, que han sido la consecuencia desfavorable más grave de muchas emergencias radiológicas. Estos efectos han ocurrido incluso en emergencias con pocas consecuencias radiológicas o ninguna, sobre todo porque el público no recibió información comprensible y coherente de las fuentes oficiales. El público necesita una explicación en lenguaje sencillo de los peligros y riesgos asociados y las medidas de protección que deben adoptarse para reducir los riesgos, garantizar la seguridad pública y proteger los intereses del público. Es importante entender que esto se aplica a cualquier suceso percibido como emergencia grave por el público o los medios de comunicación.

Deben suministrarse instrucciones e información pública precisas para que las medidas recomendadas se adopten con eficiencia, se disipen las preocupaciones indebidas y se reduzcan al mínimo las consecuencias psicológicas y económicas (1).

La Licencia de Operación de las Centrales Nucleares en Argentina establece que deberán tener un Plan de Emergencia aprobado por la ARN y que este debe ser verificado una vez al año. Estos Planes involucran a la Central Nuclear, a la población que se encuentra en los alrededores y a las organizaciones de respuesta, siendo la ARN la responsable de conducir y coordinar las acciones durante la respuesta.

¹ mcateriano@arn.gob.ar

La información previa a la población tiene por objeto que la misma tenga conocimiento de los riesgos, del Plan de Emergencia Nuclear y de las medidas de protección a adoptar previstas en el mismo. Esto favorecerá que, la población afectada reaccione adecuadamente.

El objetivo del presente trabajo es presentar los detalles de la difusión de la información llevada a cabo por la ARN con la comunidad educativa, las organizaciones civiles y de respuesta, la población en general y las conclusiones obtenidas durante estas actividades.

2. LA PREPARACIÓN DE LA POBLACIÓN EN EL CONTEXTO DE LA ARN

2.1 Sistemas de Preparación y Respuesta ante Emergencias Radiológicas y Nucleares

Marco Legal

La Ley Nacional de la Actividad Nuclear (Ley N° 24.804) define las responsabilidades básicas de la ARN:

En su **ARTÍCULO 16** dice “La Autoridad Regulatoria Nuclear tendrá las siguientes funciones, facultades y obligaciones: inciso o) En general, toda otra acción dirigida al mejor cumplimiento de sus funciones y de los fines de esta ley y su reglamentación”.

La Reglamentación de la Ley (Decreto N° 1390 art 16 “o”) indica que “A efectos de un mejor cumplimiento de sus funciones la Autoridad Regulatoria Nuclear deberá aprobar planes de contingencia para el caso de accidentes nucleares, programas para enfrentar emergencias y en los casos necesarios el correspondiente entrenamiento de trabajadores y vecinos. Dichos planes deberán prever una activa participación de la comunidad. Las Fuerzas de Seguridad y los representantes de instituciones civiles de la zona abarcada por tales procedimientos deberán responder al funcionario que, a tales efectos, designe la Autoridad Regulatoria Nuclear, organismo que se considera como órgano regulador en los términos del Artículo 8° de la Convención sobre Seguridad Nuclear, aprobada por Ley N° 24.776”.

Además que “Las autoridades municipales, provinciales y nacionales que pudieren tener vinculación con la confección de dichos planes deberán cumplir los lineamientos y criterios que defina la Autoridad Regulatoria Nuclear, órgano que, a tales efectos ejercerá, las facultades que para cada Parte Contratante, establece la citada Convención sobre Seguridad Nuclear”.

Marco Regulatorio – Planes y Procedimientos de Emergencia

La ARN elabora sus propias Normas. La Norma Básica de Seguridad Radiológica AR 10.1.1, Revisión 3, en los temas referidos a Planes y Procedimientos de Emergencia, establece en los siguientes párrafos las directivas a cumplir por los usuarios de material radiactivo y operadores de plantas nucleares:

132. Toda Instalación Clase I (dentro de las cuales están comprendidas los reactores de potencia y de investigación) debe poseer un Plan de Emergencia Interno. Aquellas instalaciones en las que las consecuencias radiológicas de un accidente puedan ser significativas para miembros del público deben contar, además, con un Plan de Emergencia Externo. Ambos Planes de Emergencia deberán contar con la aprobación de la Autoridad Regulatoria.

133. El Responsable Primario debe mantener actualizado y operativo el plan de emergencia.

134. Se deben realizar simulacros de aplicación del plan de emergencia cuya periodicidad será establecida por la Autoridad Regulatoria.

La Ley Nacional de la Actividad Nuclear obliga a la ARN a tener una organización de respuesta, y le da la responsabilidad de aprobar planes de emergencia y entrenar a la población y a las organizaciones de respuesta.

El resultado es un sistema federal de emergencias donde la ARN dirige a las organizaciones de respuesta

Características del Marco Legal y Regulatorio

Cumple las recomendaciones internacionales (por ej. Recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica, publicación 103 (en inglés ICRP 103 (2)), y otros, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources, International Basic Safety Standards (BSS)(3), Preparación y Respuesta a Situaciones de Emergencias Nucleares o Radiológicas, Guía de Seguridad No. GS-R-2 (Safety Standards Series del OIEA) (4) y es funcional a las Convenciones (Seguridad Nuclear, Código de Conducta de Reactores de Investigación y Fuentes de Radiación, Pronta Notificación y Asistencia). Contempla las fortalezas y necesidades de la realidad argentina tales como una autoridad regulatoria fuerte y con larga trayectoria y una defensa civil de baja complejidad.

2.2 Preparación para Responder ante Emergencias

Los objetivos de respuesta ante emergencias radiológicas y nucleares se logran con la participación coordinada de distintos sectores y organizaciones, por lo tanto es necesario constituir un sistema para la preparación y la respuesta.

La ARN tiene el Sistema de Intervención en Emergencias Radiológicas (SIER) y el Sistema de Intervención en Emergencias Nucleares (SIEN), integrados a los sistemas de otras organizaciones.

Emergencias Radiológicas

Para la intervención en las emergencias radiológicas en instalaciones y en la vía pública la ARN cuenta con el SIER. Este sistema está concebido para intervenir en situaciones de emergencia en aquellas instalaciones y prácticas menores donde se produzcan accidentes que no puedan ser controlados por los responsables de las mismas o que involucren al público, y en situaciones de emergencias radiológicas en áreas públicas. Es convocado por usuarios, público y fuerzas de seguridad, y está de guardia las 24 horas de los 365 días del año.

El SIER cuenta con un grupo de intervención primaria que realiza guardias en turnos semanales durante todo el año. Posee equipamiento específico y la estructura logística necesaria para la intervención rápida y eficiente en situaciones accidentales con posibles consecuencias radiológicas. Por otra parte, la ARN ha establecido acuerdos y convenios de cooperación para actuar en situaciones de emergencia con otros organismos tales como Ministerio de Salud de la Nación, Policía Federal, Gendarmería Nacional y Prefectura Naval.

Emergencias Nucleares

El SIEN está diseñado para atender las emergencias nucleares y responder a las exigencias de las Convenciones sobre Pronta Notificación y Asistencia de Accidentes Nucleares. El SIEN es convocado por el operador o las organizaciones civiles a nivel municipal y por el OIEA, y está de guardia las 24 horas de los 365 días del año.

En caso de accidente nuclear un funcionario designado por la ARN será el Jefe Operativo de la Emergencia (JOEN), a quien deberán responder los representantes de la entidad explotadora de la central nuclear, las organizaciones civiles y las fuerzas de seguridad de la zona afectada, conforme a lo establecido en el artículo 16, inciso o de la Ley N° 24.804 y su decreto reglamentario.

En caso de accidente de origen nuclear o radiológico de gran magnitud la ARN debe comunicar la situación y mantener informadas a las instancias gubernamentales que correspondan como así también a organismos internacionales y eventualmente países extranjeros afectados. En la ARN se elaboran los planes, programas y procedimientos relacionados con emergencias nucleares y se establecen lineamientos y criterios a ser aplicados en el ámbito nacional, provincial o municipal.

En el Centro de Control de Emergencias (CCE) de la ARN actúan grupos de evaluación, de comunicación, de difusión y especialistas médicos.

Los Sistemas de Intervención en Emergencias Radiológicas y Nucleares de la ARN, están bajo un Sistema de Gestión de Calidad que cumple con los requisitos de la norma IRAM-ISO 9001:2008.

3. EJERCICIOS DE APLICACIÓN DE LOS PLANES DE EMERGENCIAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ATUCHA I Y EMBALSE

Los Ejercicios de Aplicación de los Planes de Emergencia (Simulacros) de las Central Nucleares de Argentina se desarrollan de acuerdo a lo establecido en la Ley Nacional de la Actividad Nuclear N° 24804 (Decreto Reglamentario N°1390/98) y en la Convención Internacional sobre Seguridad Nuclear (aprobada por Ley N° 24776).

La ARN debe aprobar los planes de contingencia para el caso de accidentes nucleares y los programas para enfrentar dichas situaciones. Estos planes involucran a la instalación, a la población de los alrededores de la central nuclear y a las organizaciones de respuesta, siendo la ARN la responsable de conducir y coordinar las acciones durante la respuesta.

El propósito de estos simulacros es realizar el entrenamiento de la población y del personal de respuesta, evaluar el desempeño en la aplicación de los Planes de Emergencia de las Central Nucleares y de las Municipalidades de la jurisdicción. Así mismo se ejercitan las medidas protectoras que se aplican en las primeras horas de la emergencia nuclear, entre ellas la evacuación de la población ubicada dentro de los 3 km a la central, y el reparto de pastillas de yodo a la población, el control de accesos y la puesta a cubierto de la población dentro de los 10 km en la dirección del viento (zona de emergencia).

Estas medidas son acciones orientadas a proteger a la población y personal de respuesta; y tienen como objetivo prevenir efectos determinísticos graves para la salud y reducir la probabilidad de efectos estocásticos tanto como sea posible.

4. METODOLOGÍA

Se presenta el análisis de la experiencia del Centro Control de Emergencias de la ARN, en la preparación a la población cercana a la Centrales nucleares.

4.1 Actividades que se realizan para preparar a la población

Actividades con la comunidad educativa

Un factor importante de la preparación ante emergencias nucleares, es la difusión de información en las escuelas con el objeto de que los alumnos y docentes tengan conocimiento sobre a qué riesgos están expuestos, cómo serán informados y puedan ejercitar las acciones de protección primordiales en caso de recibir una alerta de emergencia nuclear.

Las charlas en las escuelas se dividen en niveles, teniendo en cuenta los diferentes grados que cursa el alumnado:

- Nivel 1: para niños de jardín de infantes
- Nivel 2: de 1° 2° 3° grado (de 6 a 8 años)
- Nivel 3: de 4° 5° 6° grado (de 9 a 11 años)
- Nivel 4: de 7° 8° 9° grado (de 12 a 14 años)

Estas charlas que son llevadas a cabo una vez al año durante la preparación del simulacro, son realizadas en conjunto por personal de la ARN y de la Central Nuclear, abarcando los siguientes tópicos: conceptos básicos sobre radiación y radiactividad, la seguridad de las centrales nucleares, Planes de Emergencia, Zonas de planificación en una emergencia nuclear, y acciones primordiales de protección.

Al final de las charlas se les entrega a los docentes una encuesta de calidad para que opinen sobre la charla que presenciaron con el objeto de realizar una mejora continua de la misma.

En el último simulacro realizado en la Central Nuclear de Atucha I, se dieron charlas de capacitación a alrededor de 3.500 alumnos.

Durante la realización del simulacro se toman como escenarios varias escuelas. Los observadores de la ARN verifican que los alumnos y docentes estén recibiendo por las radios locales las instrucciones con las indicaciones para aplicar las medidas de protección primordiales, la recepción de las pastillas de yodo estable (se simulan con caramelos) que no deberán ser ingeridas hasta tanto se les indique, y preparar la puesta a cubierto permaneciendo en la escuela, cerrando puertas y ventanas y apagando los aires acondicionados, para minimizar la entrada de aire desde el exterior

Charlas al público y las Organizaciones

Se realizan charlas previas al simulacro con los pobladores cercanos a las centrales nucleares, y distintas organizaciones civiles como: Defensa Civil Municipal y Provincial, Bomberos Voluntarios, etc.

Del mismo modo se efectúan reuniones con las radios locales, para realizar una revisión de los mensajes a emitir durante el simulacro a la población, y dar su difusión.

Charlas a las Fuerzas Armadas y de Seguridad

Se efectúan reuniones con personal de Fuerzas de Seguridad: Policía Provincial, Gendarmería Nacional, Prefectura Naval Argentina las cuales tienen asignadas tareas a realizar según los Planes de Emergencia.

Las Fuerzas de Seguridad participan en diferentes escenarios, el Ejército Argentino con su Compañía QBN (Riesgo Químico Bacteriológico y Nuclear) del Batallón de Ingenieros, la Armada Argentina da el apoyo con su Base naval cercana a la Central de Atucha y con personal QBN de la citada fuerza.

Interacción con el Operador de la Central Nuclear

Se mantiene reuniones con el Operador de la Central, para definir las pautas del desarrollo del simulacro: este debe comprender la ocurrencia de un evento significativo, las características y evolución del mismo, la aplicación de las acciones establecidas en el Plan de Emergencias de la Central Nuclear y el Plan Municipal, la conformación del Centro Interno de Control de Emergencia (CICE) dentro de la instalación. El CICE debe declarar el alerta verde y notificar a la ARN, radios locales, Policía, Defensa Civil Municipal y demás organizaciones de respuesta y tomar las medidas de protección (evacuación de la población ubicada dentro de los 3 km a la central, el reparto de pastillas de yodo a la población, el control de accesos y la puesta a cubierto de la población dentro de los 10 km en la dirección del viento).

Posteriormente deberá dar aviso a los representantes de otras organizaciones y Defensa Civil Municipal para conformar el Centro Operativo de Emergencia Municipal (COEM).

Ejercicio de Gabinete

Varios días antes del inicio del simulacro se realiza un Ejercicio de Gabinete con la participación de las organizaciones civiles, Fuerzas Armadas y de Seguridad.

El mismo tiene como objetivo exponer las reglas del simulacro, la aplicación del Plan de Emergencia de la Central Nuclear y el Plan De Emergencia Municipal en el marco de la Ley Nacional de la Actividad Nuclear, y ejercitar la organización y funcionamiento del COEM, dirigir las acciones de respuesta hasta la llegada de Jefe Operativo de Emergencia Nuclear).

Al finalizar el simulacro se toma nota de las observaciones de todos los involucrados en una reunión final de evaluación preliminar. Posteriormente se confecciona el Informe Final del Simulacro, el cual contiene los siguientes puntos: Introducción, Propósito del Simulacro, Organizaciones Participantes y Tareas, Escenario General, Escenarios Parciales, Desarrollo y Resultados. El Informe Final contiene la información provista por los observadores y evaluadores de la ARN en los escenarios considerados la cual es posteriormente analizada en el Centro Control de Emergencias de la ARN.

5. CONCLUSIONES

Como resultado de los Ejercicios de Aplicación, se ha logrado en un alto porcentaje de efectividad en despejar las inquietudes y preocupaciones de la población en torno al riesgo de un accidente nuclear y por otra parte su activa colaboración para que tome las medidas básicas de protección.

La comunicación eficaz con el público sobre las emergencias nucleares es una de las claves para el éxito en el manejo de una emergencia, ayudando a mitigar los riesgos, respaldando la implementación de acciones protectoras, y contribuyendo a minimizar el impacto psicológico negativo y además, contribuyendo a afianzar la confianza en las organizaciones responsables.

REFERENCIAS

1. IAEA, Manual para Primeros Actuantes ante Emergencias Radiológicas.
2. Comisión Internacional de Protección Radiológica, publicación 103 (en inglés, ICRP 103).
3. IAEA, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards (BBS).
4. IAEA, Preparación y Respuesta a Situaciones de Emergencias Nucleares o Radiológicas – GS-R-2.

Descripción del proceso de Acreditación bajo Norma IRAM 301:2005 de los Laboratorios de la ARN

Chavez, J.; Martinez, N. y Remedi, J.

DESCRIPCIÓN DEL PROCESO DE ACREDITACIÓN BAJO NORMA IRAM 301:2005 DE LOS LABORATORIOS DE LA ARN

Chavez, J.¹; Martinez, N. y Remedi, J.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En el año 2006 el Directorio de la ARN tomó la decisión que los laboratorios de la Gerencia Apoyo Científico Técnico (GACT), cuyas actividades se desarrollan desde hace más de cuatro décadas, inicien un proyecto para ingresar en el esquema de Acreditación de laboratorios bajo la Norma Internacional ISO 17025:2005 [1].

El Laboratorio de Control Ambiental (LE 116), ha acreditado a partir del año 2007 - conforme a la Norma IRAM 301:2005 (ISO/IEC 17025:2005) - las técnicas analíticas para la determinación de uranio natural por el método fluorimétrico y por el método de fosforimetría cinética (KPA) para niveles muy bajos de detección (en la matriz agua), como así también para tritio, espectrometría gamma, habiendo implementado los métodos para estroncio 90 y la determinación de tritio en leche con vistas a una próxima acreditación.

El Laboratorio de Calibración de Detectores (LC 029), tiene entre sus funciones la calibración de los equipos de medición de radiación portátiles utilizados por la ARN y está acreditado desde marzo de 2009 en las siguientes técnicas: Calibración de equipos de medición de campo de radiación gamma y Calibración de equipos de medición de contaminación superficial.

Posteriormente, el Laboratorio de Dosimetría Biológica (LE 147) ha obtenido su acreditación en 2010 para la estimación de la dosis absorbida, a partir de sangre venosa, mediante la cuantificación de aberraciones cromosómicas de personas presunta o confirmadamente expuestas a las radiaciones ionizantes, incluyendo pacientes sometidos a exposiciones terapéuticas, siendo el tercer laboratorio acreditado en el mundo.

Finalmente, el Laboratorio de Dosimetría Interna (LE 193), ha obtenido durante el presente año la acreditación para la determinación de yodo 131 en tiroides.

En este trabajo se detalla la evolución del proceso de acreditación de las distintas técnicas de los cuatro laboratorios, detallando los factores técnicos que contribuyen a la exactitud y confiabilidad de los resultados de ensayos y calibraciones como así también otros factores que se utilizan para satisfacer los requisitos de la Norma IRAM 301:2005 (ISO/IEC 17025:2005), el aseguramiento de la calidad y el informe de resultados.

¹ jchavez@arn.gob.ar

1. INTRODUCCIÓN

El Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) ha expresado, en su Política de la Calidad, el compromiso de *“proteger a las personas, el ambiente y las futuras generaciones de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes (RI) y de asegurar la naturaleza exclusivamente pacífica de los usos de la energía nuclear, basándose en la mejora continua de la eficacia de su Sistema de Gestión de la Calidad y de la gestión de sus procesos y recursos, la excelencia de su plantel de la más alta capacitación y formación profesional y el desarrollo de la cultura de la seguridad, satisfaciendo los requisitos de los grupos de interés”*.

Formando parte de las evaluaciones que la ARN realiza en su accionar regulatorio, se encuentran las actividades que llevan a cabo los siguientes laboratorios acreditados:

- El Laboratorio de Control Ambiental (LCA), a través del Plan Anual de Monitoraje Radiológico Ambiental, lleva a cabo el control radiológico ambiental en los alrededores de las instalaciones reguladas por la ARN en forma totalmente independiente del que realizan las mismas. Esta actividad comprende tanto el muestreo como la determinación de diferentes radionucleidos en varias matrices ambientales tales como aguas, aire, suelo, sedimento 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. También realiza auditorías a las instalaciones reguladas en lo concerniente a técnicas de muestreo y métodos de medición.

Este laboratorio cuenta con diferentes técnicas acreditadas en la matriz agua:

- ❖ Fluorimetría (UD) y fosforimetría cinética (KPA) para la determinación de uranio natural.
- ❖ Centelleo líquido para la determinación de tritio.
- ❖ Espectrometría gamma para la determinación de la actividad de radionucleidos emisores gamma.

Por otra parte se encuentran en implementación las técnicas para estroncio 90 en aguas (efecto Cerenkov) y tritio en leche (centelleo líquido).

- El Laboratorio de Calibración de Detectores (LC), desarrolla sus actividades desde hace más de veinte años y está acreditado desde marzo de 2009 en las siguientes técnicas:
 - ❖ Calibración de equipos de medición de campo de radiación gamma.
 - ❖ Calibración de equipos de medición de contaminación superficial.

Dichos detectores son utilizados en las actividades de inspección a instalaciones reguladas, llevadas a cabo por los inspectores de la ARN, verificando los campos de radiación y las dosis involucradas en las distintas instalaciones bajo control, con el fin de controlar el cumplimiento de la normativa vigente en la materia.

- El Laboratorio de Dosimetría Personal efectúa la dosimetría personal, ocupacional y de área a demanda de otros sectores de la ARN. La determinación del equivalente de dosis personal por Termoluminiscencia se encuentra en implementación desde el año 2012 en vísperas de acreditación.
- El Laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) tiene dentro de sus funciones el mantenimiento operativo de los dosímetros e indicadores biológicos en situaciones de sobreexposición individuales y a gran escala, tanto para la dosimetría inmediata como retrospectiva. 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 Dosimetría Interna (LDI), ha obtenido durante el presente año la acreditación para la medición in vivo de yodo 131 en tiroides en personal interno y externo a la ARN. Sus funciones están asociadas al aseguramiento de la aplicación de sistemas de medición directa de la carga incorporada en situaciones rutinarias, incidentales o accidentales debida a exposición interna.

Para acreditar un laboratorio de acuerdo a la Norma IRAM 301:2005 (ISO/IEC 17025) [1] 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 diferentes logros desde el año 2006 a la actualidad: (Figura 1).

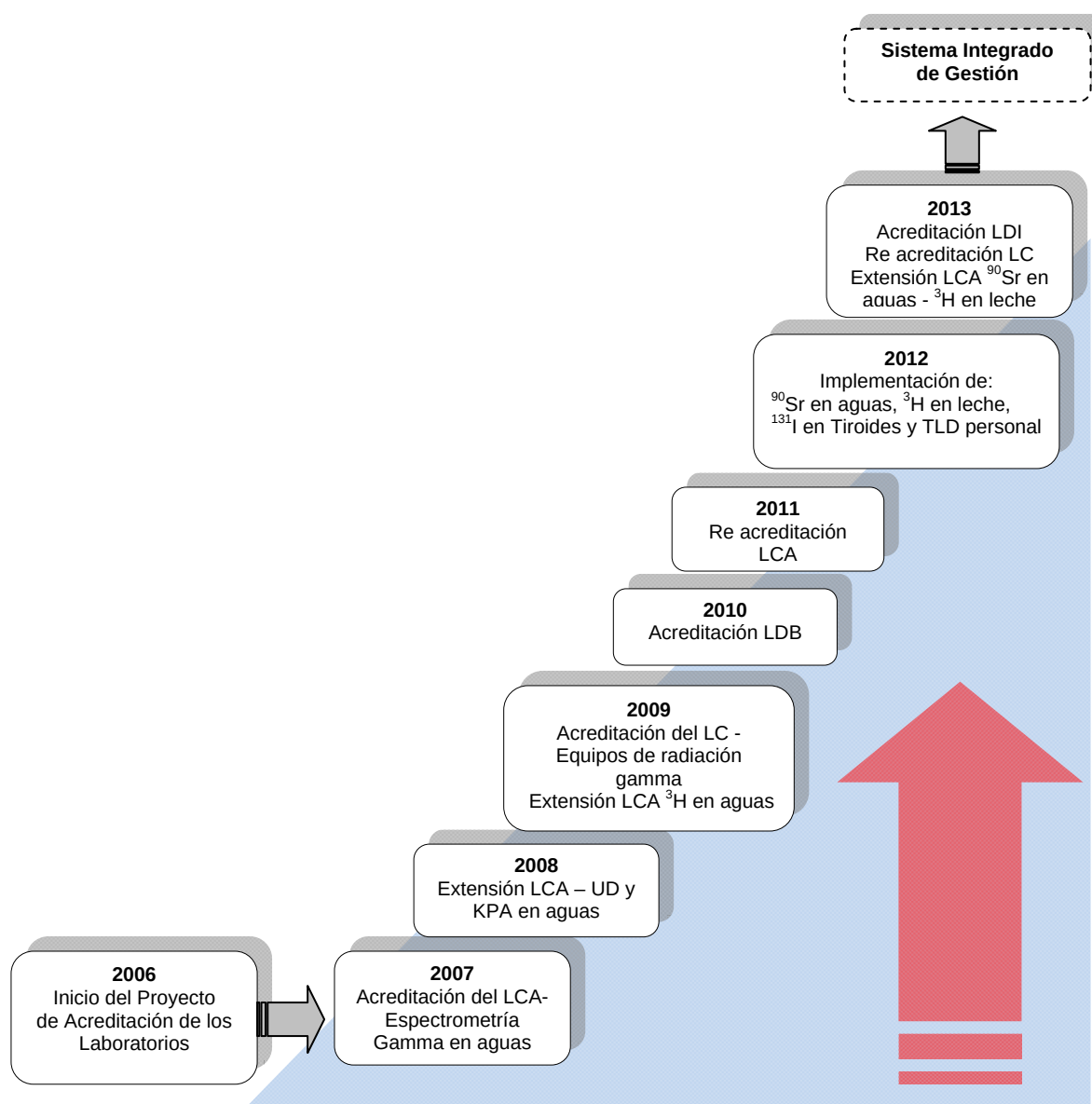


Figura 1: Diagrama del proceso de acreditación de los laboratorios de la GACT-ARN

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 2)



Figura 2: 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. Por otra parte, garantiza el inmediato retiro de los documentos obsoletos de los lugares de trabajo, gestionando además los documentos obsoletos por razones legales o de continuidad del conocimiento.

2.2.2. Revisión de los pedidos, ofertas y contratos

Nos es de vital importancia llevar a cabo la revisión de los pedidos, las ofertas y los contratos que se realizan con los clientes, 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 y suministros

Cada laboratorio evalúa periódicamente a sus proveedores, manteniendo registros de esas evaluaciones y una lista maestra que muestra los proveedores aprobados. Por otra parte, los laboratorios realizan sus compras de bienes, servicios e insumos con proveedores competentes y evaluados conforme a los requisitos de la Norma IRAM 301:2005 (ISO/IEC 17025). 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 inspeccionado y verificado que cumplen con los requisitos especificados.

2.2.5. Servicios al cliente

Con el fin de mejorar las actividades del SGC los laboratorios se preocupan por 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 se nos requiere, se brinda la información necesaria a los clientes o representantes, siempre que podamos asegurar la confidencialidad de los datos hacia otros clientes. Se informa al cliente acerca de toda demora o desviación del acuerdo o contrato.

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.

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 auditorías 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

2.2.8. Revisión por la dirección

Esta actividad es realizada una vez al año, a efectos de revisar el SGC de los laboratorios, 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

Los laboratorios cuentan con una estructura de personal y política de reemplazos para todos los perfiles descriptos en el Manual de Calidad de los Laboratorios.

La organización ha establecido un procedimiento documentado para la detección de necesidades de capacitación orientadas a las tareas actuales y futuras. 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.

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

El laboratorio ha 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

El laboratorio controla 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

El laboratorio posee un procedimiento documentado que garantiza la emisión de una copia del Informe de Ensayo o Certificado de Calibración en soporte papel y otra digitalizada 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. En la figura 3 se observan los diferentes informes emitidos por los laboratorios de la GACT-ARN.

Informe de Ensayo LCA

Código: F-INFO-01 Revisión: 05 Vigencia: 17/09/2012

INFORME DE ENSAYO N°

GERENCIA APOYO CIENTÍFICO TÉCNICO
Laboratorio de Control Ambiental

Presbitero Juan González y Aragón N° 15, Esquina, Pcia. de Buenos Aires B2002AAA
Tel: 6779-6432 / 6373 / 6042 / 6420 / 6480 E-mail: info@autoridadnuclear.gub.ar

CONTRATO N°	
CLIENTE	
DOMICILIO	
LOCALIDAD	
TELEFONOS	
E-MAIL	
Procedimiento de muestreo	
Método de ensayo utilizado	
N° de muestra	
Identificación	
Fecha de muestreo	
Fecha de ensayo	
Radio nucleido	
Resultado Bq/L (1)	
Incert. Bq/L (2)	

Observaciones: Ninguna.

Desviaciones, adiciones o exclusiones a los métodos de ensayo, requeridas por el Cliente: Ninguna.

NOTA: Los resultados del presente informe, sólo están relacionados con los ítems ensayados. Se han cumplido todos los requisitos del contrato. No se autoriza la reproducción del presente informe, salvo en su totalidad, sin la autorización expresa de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

(1) Cálculo de incertidumbre. Los ensayos están referenciados al SMR 49/06 del NIST (National Institute of Standard and Technology)

(2) Incertidumbre expandida con factor de cobertura K=2

	Elaboró	Revisó	Aprobó
Firma			
Aclaración			
Identidad			
Fecha			

“FIN DEL INFORME”

Informe de Ensayo LDI

Código: F-CTC-03 Revisión: 03 Vigencia: 04/07/2013

INFORME DE ENSAYO N°

GERENCIA APOYO CIENTÍFICO TÉCNICO
Laboratorio de Dosimetría Interna

Presbitero Juan González y Aragón N° 15, Esquina, Pcia. de Buenos Aires B2002AAA
Tel: (54) (11) 4125-6376 / 6422-8562 E-mail: info@autoridadnuclear.gub.ar

Oferta N°

Fecha de Informe

Cliente: Nombre y Apellido

Domicilio

Teléfonos

Email

Método de Medición

Resultados

Firma Responsable del Laboratorio

Firma Director Técnico

Apellido y Nombre

Apellido y Nombre

Código: F-CTC-03 Revisión: 03 Vigencia: 04/07/2013

Página 1 de 1

GERENCIA APOYO CIENTÍFICO TÉCNICO

Laboratorio de Dosimetría Biológica

Presbitero Juan González y Aragón N° 15-81802AAA
Esquina, Pcia. de Buenos Aires
ARGENTINA
Tel: (54) (11) 4125-6376 / Fax: (54) (11) 4125-6460
dosimetriabiologica@arn.gub.ar

INFORME DE ENSAYO N°

Pedido N°	Muestra N°	Fecha de Informe
-----------	------------	------------------

Nombre del solicitante:

Dirección de solicitante:

Teléfono:

Fax:

Evaluación de Dosis por Dosimetría Biológica (..... administración de Actividad Terapéutica)

FUNDAMENTO:

RESULTADOS:

Se evaluaron células, encontrándose dicéntricos y anillos céntricos. Se calculó la dosis media y el intervalo de confianza del 95 % por interpolación con una curva estándar dosis-respuesta de ⁶⁰Co desarrollada en el laboratorio. Se estimó que **paciente** **recibió una dosis media a cuerpo entero de** Gy con un intervalo de confianza del 95 % entre [.....] Gy. La distribución de la dosis resultó homogénea (test μ). Estos resultados son congruentes con la historia clínica de la paciente.

El Laboratorio de Dosimetría Biológica queda a su disposición para responder cualquier consulta relacionada con esta dosimetría.

F-CITO-04 Vigencia 24/04/13 - Rev.02

Página 1 de 2

GERENCIA APOYO CIENTÍFICO TÉCNICO

Laboratorio de Dosimetría Biológica

Presbitero Juan González y Aragón N° 15-81802AAA
Esquina, Pcia. de Buenos Aires
ARGENTINA
Tel: (54) (11) 4125-6376 / Fax: (54) (11) 4125-6460
dosimetriabiologica@arn.gub.ar

INFORME DE ENSAYO N°

Resumen de los Resultados de la Estimación de Dosis

Radionucleido:	¹³¹ I
Fecha de Sobreexposición:	Actividad acumulada en tratamientos previos: GBq. Última administración terapéutica en:
Curva Dosis - Respuesta in vitro	Referencia: Curva de calibración desarrollada en el LDB [1] $\alpha \pm ES$ (Gy ⁻¹) 0,019 ± 0,006 $\beta \pm ES$ (Gy ⁻²) 0,075 ± 0,003 Coeficiente c 0,0010 ± 0,0005
Observaciones	Se utilizó una curva aguda de ⁶⁰ Co. Estudios previos del laboratorio han comprobado la aplicabilidad de curvas de calibración in vitro de ⁶⁰ Co en la estimación de dosis debida a radioterapia interna con ¹³¹ I, sin necesidad de incorporar factores de corrección [2].

Dosis Media (Gy)	Intervalo de confianza del 95% (Gy)	Porción de cuerpo irradiada (%)	Observaciones
.....	[.....]		Se observa en la distribución de la dosis (Test μ).

Desviaciones, adiciones o exclusiones a los métodos de ensayo, requeridas por el Cliente: Ninguna.

REFERENCIAS:

- Nasazzi, N.B., et al. Inducción de aberraciones cromosómicas con fotones de alta energía, in 4^o Congreso Regional de Protección Radiológica y Seguridad, IRPA 1998, La Habana, Cuba.
- Vallerga, M.B., Biological Dosimetry Study in Differentiated Thyroid Carcinoma Patients Treated with Iodine - 131, in Faculty of Exact and Natural Sciences, 2009, Buenos Aires's University, Buenos Aires, p. 132.3.

NOTA: Los resultados del presente informe, sólo están relacionados con los ítems ensayados (muestras enviadas al laboratorio o individuo al que se le realiza extracción en el LDB). En el proceso de cultivo y estimación de dosis, se han seguido los lineamientos de la Norma ISO 19238:2004. La información contenida en el presente informe es de carácter confidencial. No se autoriza su reproducción, salvo en su totalidad, sin la autorización expresa de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

F-CITO-04 Vigencia 24/04/13 - Rev.02

Página 2 de 3

Informe de Ensayo LDB

Informe de Ensayo LDB

GERENCIA APOYO CIENTÍFICO TÉCNICO
Laboratorio de Dosimetría Biológica

Presbitero Juan González y Aragón N° 55-81803078
Ensenada, Pcia. de Buenos Aires
ARGENTINA
Tel. (04) (11) 4125-8336 / Fax (04) (11) 4125-8400
dosimetribiologica@arn.gov.ar

INFORME DE ENSAYO N°

Firma Analista Profesional	Firma del Director Técnico
Apellido y Nombre	Apellido y Nombre

- FIN DEL INFORME -

F-CITO-04 Vigencia 24/04/13 - Rev.02

Página 3 de 3

Certificado de Calibración

Certificado de Calibración

GERENCIA APOYO CIENTÍFICO TÉCNICO
Laboratorio de Dosimetría Física

Presbitero Juan González y Aragón N° 55-81803078
Ensenada, Pcia. de Buenos Aires
ARGENTINA
Tel. (04) (11) 4125-8336 / Fax (04) (11) 4125-8400
dosimetribiologica@arn.gov.ar

CERTIFICADO DE CALIBRACIÓN N°

Fecha de calibración: _____ Cliente: _____ Oferta N°: _____

Identificación del equipo: _____

Fuente de calibración: _____

Método de calibración: _____

Condiciones ambientales: _____

Resultado: _____

Elaboró: _____ Revisó: _____ Aprobó: _____

Firma: _____ Acreditación: _____ Actividades Sector: _____ Fecha: _____

Figura 3. Informes de ensayo de LCA, LDB, LDI y Certificado de Calibración del LC.

3. CONCLUSIONES

Un SGC como herramienta organizacional dinamiza e incrementa la interacción de procesos en las organizaciones cuando se asume con responsabilidad. Entre sus ventajas se destacan:

- Mejorar el conocimiento y las técnicas de laboratorio utilizadas a los fines regulatorios.
- Asegurar el grado de cumplimiento de niveles apropiados de protección de las personas y de la verificación de distintos parámetros radiológicos de interés para la evaluación del impacto ambiental radiológico.
- Involucrar al personal vinculado directa o indirectamente por el SGC, además de promover su capacitación y entrenamiento.
- 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).

4. REFERENCIAS

1. Norma IRAM 301:2005 (ISO/IEC 17025:2005) Requisitos generales para la competencia de los laboratorios de ensayo y calibración.

DESCRIPCIÓN DEL PROCESO DE ACREDITACIÓN BAJO NORMA IRAM 301:2005 DE LOS LABORATORIOS DE LA ARN



Chavez, J.; Martinez, N. y Remedi, J.

Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. del Libertador 8250, C1429BNP, Buenos Aires, Argentina

jchavez@arn.gob.ar / nmartinez@arn.gob.ar

INTRODUCCIÓN

El Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) ha expresado, en su Política de la Calidad, el compromiso de "proteger a las personas, el ambiente y las futuras generaciones de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes (RI) y de asegurar la naturaleza exclusivamente pacífica de los usos de la energía nuclear, basándose en la mejora continua de la eficacia de su Sistema de Gestión de la Calidad y de la gestión de sus procesos y recursos, la excelencia de su plantel de la más alta capacitación y formación profesional y el desarrollo de la cultura de la seguridad, satisfaciendo los requisitos de los grupos de interés".

Formando parte de las evaluaciones que la ARN realiza en su accionar regulatorio, se encuentran las actividades que llevan a cabo los siguientes laboratorios acreditados:

➤ El **Laboratorio de Control Ambiental (LCA)**, a través del Plan Anual de Monitoreo Radiológico Ambiental, lleva a cabo el control radiológico ambiental en los alrededores de las instalaciones reguladas por la ARN en forma totalmente independiente del que realizan las mismas. Esta actividad comprende tanto el muestreo como la determinación de diferentes radionucleidos en varias matrices ambientales tales como aguas, aire, suelo, sedimento 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. También realiza auditorías a las instalaciones reguladas en lo concerniente a técnicas de muestreo y métodos de medición.

Este laboratorio cuenta con diferentes técnicas acreditadas en la matriz agua:

- ❖ Fluorimetría (UD) y fosforimetría cinética (KPA) para la determinación de uranio natural.
- ❖ Centelleo líquido para la determinación de tritio.
- ❖ Espectrometría gamma para la determinación de la actividad de radionucleidos emisores gamma.

Por otra parte se encuentran en implementación las técnicas para estroncio 90 en aguas (efecto Cerenkov) y tritio en leche (centelleo líquido).

➤ El **Laboratorio de Dosimetría Física (LDF)** que está conformado por:

• El Laboratorio de Calibración de Detectores (LC), que desarrolla sus actividades desde hace más de veinte años y está acreditado desde marzo de 2009 en las siguientes técnicas:

- ❖ Calibración de equipos de medición de campo de radiación gamma.
- ❖ Calibración de equipos de medición de contaminación superficial.

Dichos detectores son utilizados en las actividades de inspección a instalaciones reguladas, llevadas a cabo por los inspectores de la ARN, verificando los campos de radiación y las dosis involucradas en las distintas instalaciones bajo control, con el fin de controlar el cumplimiento de la normativa vigente en la materia.

• El Laboratorio de Dosimetría Personal efectúa la dosimetría personal, ocupacional y de área a demanda de otros sectores de la ARN. La determinación del equivalente de dosis personal por Termoluminiscencia se encuentra en implementación desde el año 2012 en vísperas de acreditación.

➤ El **Laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB)** tiene dentro de sus funciones el mantenimiento operativo de los dosímetros e indicadores biológicos en situaciones de sobreexposición individuales y a gran escala, tanto para la dosimetría inmediata como retrospectiva. 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 Dosimetría Interna (LDI)**, ha obtenido durante el presente año la acreditación para la medición in vivo de yodo 131 en tiroides en personal interno y externo a la ARN. Sus funciones están asociadas al aseguramiento de la aplicación de sistemas de medición directa de la carga incorporada en situaciones rutinarias, incidentales o accidentales debida a exposición interna.

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 asegurar la competencia técnica del personal del 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 diferentes logros desde el año 2006 a la actualidad (Figura 1).

METODOLOGÍA

Factores que contribuyen a la exactitud y confiabilidad de los resultados de ensayos y calibraciones.

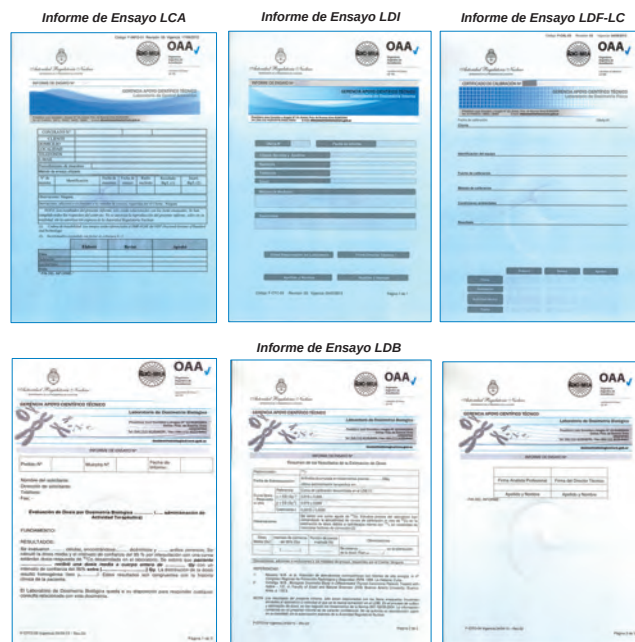
Para asegurar la calidad en las determinaciones es necesario generar, implementar y mantener un Sistema de Gestión de Calidad (SGC) apropiado para el alcance de las actividades que se realizan en instalaciones permanentes y fuera de ellas. Nuestro SGC contempla todos los aspectos de gestión y técnicos, 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 cuando se asume con responsabilidad. Entre sus ventajas se destacan:

- Mejorar el conocimiento y las técnicas de laboratorio utilizadas a los fines regulatorios.
- Asegurar el grado de cumplimiento de niveles apropiados de protección de las personas y de la verificación de distintos parámetros radiológicos de interés para la evaluación del impacto ambiental radiológico.
- Involucrar al personal vinculado directa o indirectamente por el SGC, además de promover su capacitación y entrenamiento.
- 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).

Figura 1: Diagrama del proceso de acreditación de los laboratorios de la GACT-ARN

Estimación del término fuente para la radiación emitida durante la producción de ^{18}F mediante el bombardeo, con protones de 18 MeV, de blancos gruesos de H_2^{18}O

Cruzate, J.A.

ESTIMACIÓN DEL TÉRMINO FUENTE PARA LA RADIACIÓN EMITIDA DURANTE LA PRODUCCIÓN DE ^{18}F MEDIANTE EL BOMBARDEO, CON PROTONES DE 18 MeV, DE BLANCOS GRUESOS DE H_2^{18}O

Cruzate, J.A.¹

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El nucleido emisor de positrones más importante, desde el punto de vista de la protección radiológica en ciclotrones, es el ^{18}F . Este isótopo se obtiene principalmente bombardeando con protones agua enriquecida en ^{18}O , haciendo uso de la reacción $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$. En la actualidad existen muy pocos datos experimentales sobre la fuente de radiación generada durante las reacciones nucleares involucradas. Por otro lado, tampoco existen secciones eficaces validadas para el ^{18}O , adecuadas para los códigos de transporte de radiación actuales. En este trabajo se presenta un método teórico, basado en el código MCNPX 2.7.0, para estimar la fuente de radiación inducida por protones de 18 MeV, incidentes en blancos de H_2^{18}O . Con respecto a las secciones eficaces se usaron dos alternativas: los modelos físicos intrínsecos del código, y las secciones eficaces para el ^{18}O , incluidas en la biblioteca TENDL-2010. Para validar la metodología desarrollada, se ha reproducido un experimento llevado a cabo recientemente en el JAEA. Los cálculos muestran que los modelos físicos citados pueden ser usados en reemplazo de las secciones eficaces faltantes para el ^{18}O , dando buena concordancia con los datos experimentales. Por otro lado, la biblioteca TENDL-2010 ha dado el mejor ajuste con los datos experimentales. El método desarrollado, puede ser usado para estimar un límite superior para el término fuente, necesario para los cálculos de blindajes y activación, y para cuestiones de protección radiológica en general, para el caso de ciclotrones que produzcan ^{18}F mediante el uso de la reacción $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$, con protones de hasta 18 MeV.

1. INTRODUCCIÓN

La tomografía por emisión de positrones (conocida por la sigla PET en inglés) es una técnica no invasiva de diagnóstico por imágenes la cual, aprovechando las características especiales de ciertos radiofármacos, permite examinar la actividad metabólica anormal por inyección de un radionucleido en un paciente [1]. Los radionucleidos usualmente utilizados en esta técnica son ^{15}O , ^{13}N , ^{11}C y ^{18}F , pero de todos ellos el ^{18}F es el más utilizado, siendo además el más importante para la protección radiológica [1-2]. El método actual para producir ^{18}F consiste en irradiar un blanco metálico conteniendo un pequeño volumen de agua enriquecida en ^{18}O , con protones de energías de hasta aproximadamente 20 MeV [3], haciendo uso de la reacción $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$. Esta reacción nuclear se logra en ciclotrones donde, además de ^{18}F , se producen neutrones y fotones durante el bombardeo con protones. Los neutrones producidos activan los componentes estructurales del ciclotrón y del recinto de irradiación, pudiendo también escapar al exterior del recinto con el consecuente aumento de la dosis de radiación ambiental.

Para estimar las dosis por radiación en individuos, las cuales son necesarias para llevar a cabo la seguridad radiológica y la descontaminación de la instalación, se requiere el conocimiento de los espectros energéticos de los neutrones y fotones generados durante

¹ jcruzate@arn.gob.ar

la operación de la misma. Un componente importante de la seguridad radiológica es el blindaje, cuya función es atenuar la radiación primaria y secundaria a niveles que estén dentro de los límites regulatorios o de diseño para la exposición individual, protegiendo adicionalmente a los equipos del daño por radiación. El conocimiento de los campos de radiación mencionados es un requisito necesario para el diseño de un blindaje eficaz, y también para hacer una estimación de la activación de los componentes del ciclotrón y del recinto de irradiación.

En lo que respecta específicamente a la producción de ^{18}F mediante agua enriquecida en ^{18}O , actualmente hay muy pocos datos experimentales acerca del término fuente de radiación para los neutrones y fotones inducidos en la reacción nuclear $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$. En relación con la misma, recientemente se llevó a cabo un experimento en uno de los ciclotrones del Takasaki Ion Accelerators for Advanced Radiation Application (TIARA), perteneciente a la Agencia de Energía Atómica de Japón (conocida por la sigla JAEA en inglés), donde un blanco de H_2^{18}O fue bombardeado con protones de 18 MeV [4].

Generalmente el blindaje para neutrones y fotones, así como también la activación de los componentes estructurales del ciclotrón y del recinto de irradiación, se calculan basándose en códigos de cálculo de transporte de radiación. Cualquiera de estos códigos requiere como dato de entrada las secciones eficaces de los distintos materiales componentes de la instalación. En lo que respecta al ^{18}O , hasta el momento no hay secciones eficaces validadas, adecuadas para su uso en los códigos de transporte actuales. Como estos datos son necesarios para calcular los espectros de neutrones y fotones producidos por la interacción de los protones con el blanco de ^{18}O , cualquier estimación teórica para la fuente de radiación primaria se torna difícil. Normalmente esta dificultad es superada aplicando códigos específicos de simulación nuclear, tales como el ALICE91 [5], usando luego la fuente de radiación obtenida como dato de entrada en los códigos de transporte. Sin embargo, es de destacar que los métodos de cálculo utilizados en el ALICE91 no están validados por experimentos. Recientemente, se ha desarrollado un nuevo código para simulación de reacciones nucleares denominado TALYS [6], el cual es capaz de generar bibliotecas de secciones eficaces para las mismas. En particular la versión 2010 de dicha biblioteca, denominada TENDL-2010 [7], contiene un conjunto completo de secciones eficaces para el ^{18}O . Si bien estas secciones eficaces pueden ser usadas por los códigos de transporte para resolver los problemas mencionados sin el uso de códigos externos, es de destacar que las mismas tampoco están validadas experimentalmente.

En este trabajo se presenta un método teórico, el cual se basa en el código MCNPX 2.7.0, para estimar el espectro energético de los neutrones y fotones inducidos por protones de 18 MeV incidentes en blancos de H_2^{18}O . Como validación del mismo, se ha reproducido el experimento mencionado previamente, llevado a cabo recientemente en la Agencia de Energía Atómica de Japón (JAEA) [4], y se han comparado los resultados con los datos experimentales.

2. METODOLOGÍA DE CÁLCULO

El objetivo de este trabajo es obtener una estimación teórica del término de fuente para la radiación generada durante la producción de ^{18}F mediante blancos de H_2^{18}O , bombardeados con protones de hasta 18 MeV. Para realizar los cálculos

correspondientes se utilizó el código Monte Carlo MCNPX 2.7.0 [8]. Las secciones eficaces usadas son las correspondientes a la biblioteca ENDF/B VI [9] para todos los materiales excepto ^{18}O , para el cual no hay secciones eficaces validadas disponibles para un transporte apropiado. Para resolver este inconveniente, en los cálculos se han usando los modelos físicos intrínsecos del MCNPX 2.7.0 [8,10]. Se han tenido en cuenta dos combinaciones de los mismos: una usando el modelo de Bertini para la cascada intranuclear seguido por el modelo de Dresner para la fase de equilibrio, y otra con la versión más reciente del modelo CEM, denominada CEM 3.02, para el modelo nuclear completo [10]. De manera alternativa, se utilizaron además las secciones eficaces para el ^{18}O provistas por la biblioteca TENDL-2010 [7].

A fin de validar el modelo de cálculo con medidas experimentales, se ha reproducido el experimento descrito a la referencia [4], el cual se llevó a cabo en la Agencia de Energía Atómica de Japón (JAEA). Se han comparado los distintos resultados teóricos entre sí, y con los resultados experimentales. Para hacer una comparación directa con el experimento, se han calculado los espectros de neutrones y fotones en las mismas posiciones experimentales especificadas en la referencia [4]. El blanco ha sido modelado según la descripción proporcionada por el Prof. Masayuki Hagiwara [11]. Una vista esquemática del experimento se puede observar en la Figura 1.

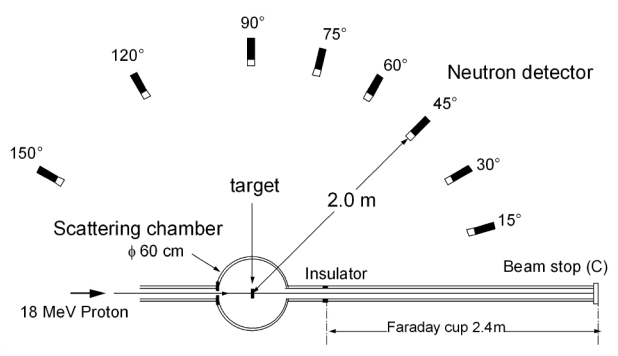


Figura 1. Vista esquemática de la configuración experimental.

Los materiales normalmente utilizados para construir los blancos usados en los ciclotrones de producción de ^{18}F incluyen titanio, plata, níquel, niobio y tantalio [3]. Independientemente del material utilizado, todos los blancos tienen la ventana frontal suficientemente delgada a fin de no atenuar el haz de protones incidente. Para ser de uso general en protección radiológica, los espectros resultantes deben ser independientes de la estructura y materiales constitutivos del blanco, con excepción del H_2^{18}O . Por lo tanto, los espectros también se han calculado teniendo en cuenta al H_2^{18}O como único material constitutivo, y se han comparado con los otros resultados teóricos.

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

En la Figura 2 se muestran los espectros neutrónicos calculados, junto con los resultados experimentales correspondientes. Al comparar los resultados obtenidos con el modelo CEM y con los modelos Bertini + Dresner, para energías de neutrones por

debajo de aproximadamente 8 MeV, los resultados con el modelo CEM muestran una buena concordancia con los espectros experimentales, mientras que los resultados con Bertini + Dresner presentan una línea recta creciente que sobrestima los espectros para las energías más bajas. Para las energías más altas ambos modelos subestiman los resultados experimentales.

Los resultados obtenidos con la biblioteca TENDL-2010, con excepción del espectro correspondiente a 150° , han dado el mejor ajuste a los datos experimentales para energías de neutrones por debajo de aproximadamente 10 MeV. Para energías más altas, todos los resultados teóricos subestiman los resultados experimentales. Analizando los datos experimentales se ha encontrado que para ángulos mayores a 90° el flujo de neutrones por encima de 10 MeV representa aproximadamente entre el 90% y el 95% del flujo total. En consecuencia al usar la biblioteca TENDL-2010 para ángulos de hasta 90° , los resultados teóricos para los espectros subestiman a los experimentales en menos de un 10%. En caso de ángulos mayores a 90° esta diferencia representa más del 40%. A pesar de esto, para problemas de protección radiológica puede usarse conservativamente el espectro calculado para la dirección inicial del haz de protones (ángulo de laboratorio 0°) como un límite superior para el resto de los espectros, ya que el mismo es el que ha resultado de mayor intensidad.

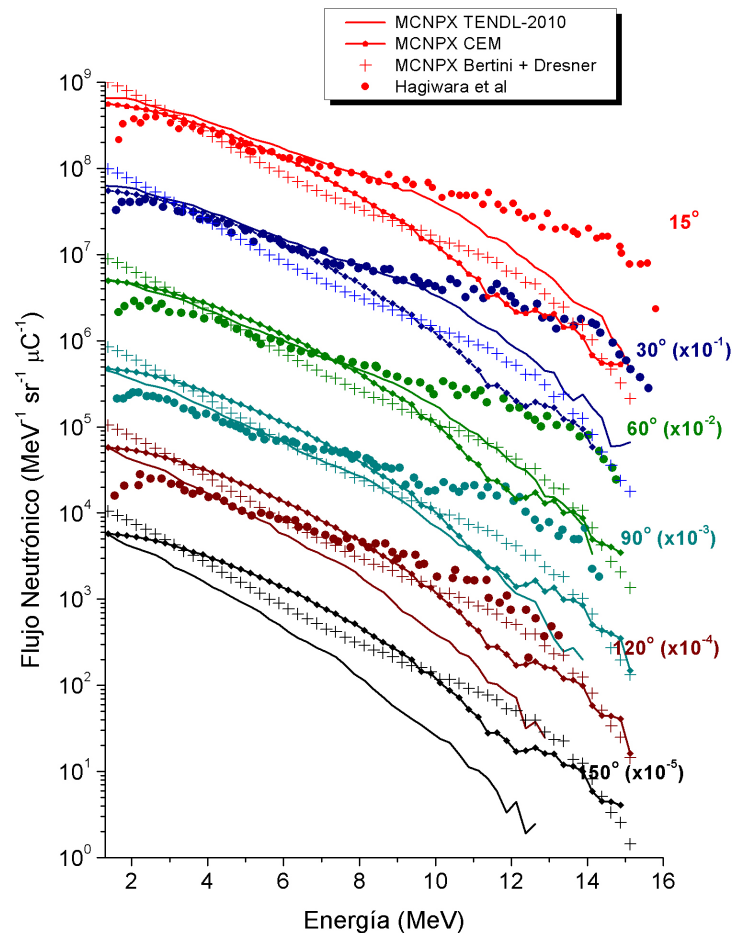


Figura 2. Espectros neutrónicos inducidos por la colisión de protones de 18 MeV con blancos de H_2^{18}O

A pesar de su pequeña contribución al espectro primario, los neutrones de energía mayores a 10 MeV resultan importantes en lo que respecta a su contribución a la dosis

generada después de que los mismos atraviesen las paredes de hormigón que conforman el recinto típico de un ciclotrón. A fin de realizar una estimación de la contribución mencionada, se procedió a calcular la dosis resultante detrás de una pared de hormigón de 200 cm de espesor, producida por la radiación generada en el blanco de H_2^{18}O , teniendo en cuenta los espectros medidos experimentalmente. Se eligió este espesor para el hormigón, pues el mismo resulta ser un valor típico para los recintos de irradiación encontrados en instalaciones reales. Como composición típica para el hormigón, se eligió un hormigón tipo NBS04 [12]. Para la configuración del haz primario se eligió un haz grueso incidente de manera normal a la pared de hormigón, con el espectro correspondiente a un ángulo de laboratorio de 15° , dado que el mismo resulta ser el más conservativo respecto a la producción de neutrones inducidos durante la reacción con protones. Se encontró que la dosis correspondiente a energías mayores a 10 MeV representa el 13,3% de la dosis total lo cual, tal como se supuso, representa una fracción importante del total de la dosis. Dado este resultado, se podría concluir que el espectro teórico obtenido con la biblioteca TENDL-2010 subestima la dosis producida detrás de una pared de hormigón, con lo cual no resultaría útil para evaluaciones de protección radiológica. Sin embargo, realizando el mismo cálculo tomando como fuente al con el espectro calculado con TENDL-2010, se obtuvo que la dosis total resulta sobrestimada en un 45%. Este resultado se puede entender al observar en la Figura 2 los espectros obtenidos con TENDL-2010, ya que los mismos sobrestiman los espectros experimentales para energías inferiores a los 10 MeV las cuales, de acuerdo a los resultados obtenidos en este trabajo, producen una contribución a la dosis del orden del 87% del total. Por lo tanto se concluye que, a pesar de no simular correctamente el espectro de neutrones de energías superiores a 10 MeV, el espectro obtenido con la biblioteca TENDL-2010 puede ser utilizado de manera conservativa en evaluaciones de protección radiológica.

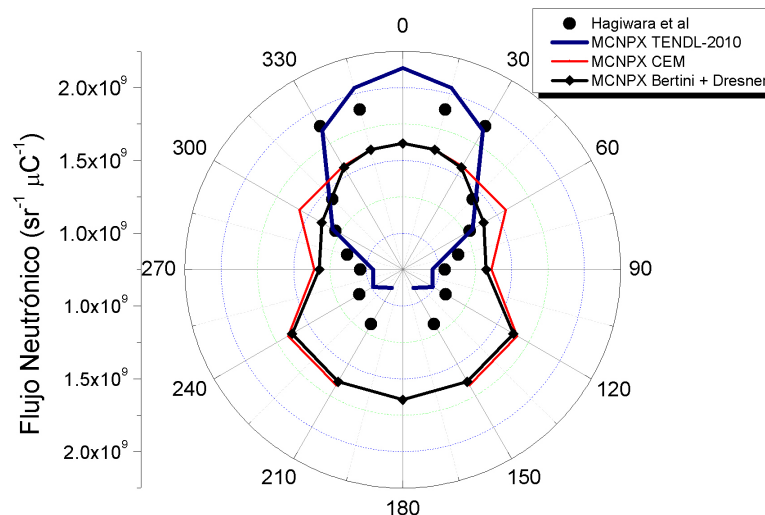


Figura 3. Flujos neutrónicos, integrados en energías superiores a 2 MeV, inducidos por colisiones de protones de 18 MeV con blancos de H_2^{18}O , en función de los ángulos de laboratorio.

En la Figura 3 se muestra la producción de neutrones, integrada para energías superiores

a 2 MeV, tanto para los resultados teóricos como para los experimentales, como función de los ángulos de laboratorio. Se puede observar que las distribuciones angulares obtenidas con los modelos intrínsecos resultan ser aproximadamente isotrópicas, en contraste con el resultado experimental; además dichos resultados sobrestiman los resultados experimentales para ángulos mayores a 90° . En cambio, los resultados obtenidos con la biblioteca TENDL-2010 presentan el mejor ajuste con los resultados experimentales. Si bien el flujo calculado para ángulos mayores a 120° muestra un mal ajuste con los datos experimentales, desde el punto de vista de protección radiológica ésto es un problema menor pues, tal cual se discutió previamente, los resultados para la dirección del haz de protones incidente dan un límite superior.

En lo que respecta a los fotones, se encontró una distribución angular isotrópica alrededor del blanco en todos los cálculos teóricos. Los modelos CEM 3.02 y Bertini + Dresner han dado resultados similares, con un buen ajuste con los espectros experimentales. Con respecto a los resultados con TENDL-2010 resultan dos observaciones importantes: la forma es muy diferente a los espectros experimentales, y los valores de flujo subestiman a los mismos por un orden de magnitud o más. A modo de ejemplo, en la Figura 4 se presentan los resultados obtenidos para el espectro correspondiente a un ángulo de laboratorio de 15° . A pesar de esto es sabido que, al evaluar las dosis producidas después de atravesar el blindaje de un recinto típico de hormigón, los fotones primarios producen dosis por lo menos un orden de magnitud inferiores a aquéllas debidas a los neutrones primarios. Si se tiene en cuenta además que los fotones primarios son atenuados prontamente a través de hormigón, resulta como consecuencia que las dosis fotónicas a través del hormigón son originadas de manera preponderante por los fotones generados por la activación del mismo, principalmente por medio de la reacción $^1\text{H}(n,\gamma)^2\text{H}$ con producción de fotones de 2,22 MeV. Se concluye que, desde el punto de vista de protección radiológica relacionada con los recintos de ciclotrones, sólo es necesario tener en cuenta los neutrones primarios. Como consecuencia, de acuerdo a los resultados obtenidos, la biblioteca TENDL-2010 dará las mejores estimaciones para los problemas de protecciones radiológica.

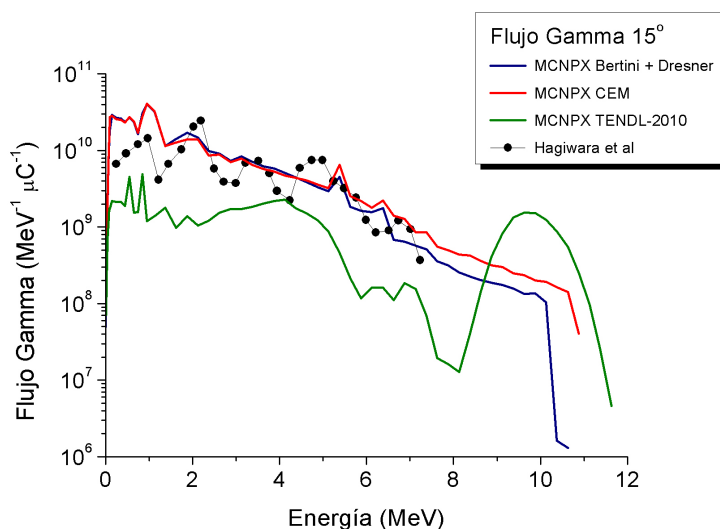


Figura 4. Flujo de fotones para 15° como ángulo de laboratorio.

Surge como conclusión que, a pesar de haber sido desarrollados para simular reacciones de partículas de alta energía, los modelos intrínsecos, en particular el CEM 3.02, han dado resultados que muestran un acuerdo razonable con datos experimentales para espectros de neutrones y fotones inducidos por protones de 18 MeV al colisionar con un blanco de H_2^{18}O . Por consiguiente, los modelos intrínsecos utilizados en MCNPX 2.7.0 pueden usarse en problemas de protección radiológica, para simular las secciones eficaces actualmente no disponibles, y para reemplazar las estimaciones teóricas por medio del código ALICE91. Sin embargo, a fin de obtener un modelo más realista, es recomendable utilizar las secciones eficaces proporcionadas por la biblioteca TENDL-2010, ya que las mismas han proporcionado el mejor ajuste con los datos experimentales.

Por otro lado, si los materiales estructurales del blanco no estuvieran presentes, es decir que el H_2^{18}O fuera el único material constitutivo del mismo, los efectos de atenuación correspondientes a estos materiales desaparecerían, y por lo tanto, la producción de neutrones y fotones debe subir en magnitud. Se han calculado los espectros de neutrones inducidos por protones de 18 MeV en un blanco desnudo de H_2^{18}O , usando la metodología ya desarrollada. En promedio, las producciones de neutrones calculadas han sido aproximadamente 10% más altas que aquéllas para el blanco completo. Por consiguiente, los cálculos han confirmado la afirmación anterior acerca del efecto atenuador de los materiales constitutivos del blanco. Como estos resultados son independientes de los materiales estructurales del blanco, los espectros obtenidos con la metodología desarrollada en este trabajo darán la estimación teórica mas conservativa posible para espectros neutrónicos, inducidos por protones de 18 de MeV al colisionar con un blanco de agua enriquecida en ^{18}O . Estos espectros pueden ser usados conservativamente en protección radiológica cuando la estructura del blanco sea desconocida.

Las fuentes de radiación generadas por protones de energía menor a 18 MeV presentan un espectro neutrónico más blando con respecto al correspondiente a 18 MeV [5] [6]. Por lo tanto, el término fuente teórico que se obtiene mediante la metodología desarrollada en este trabajo puede usarse como un límite superior para el cálculo de blindajes y de activación de materiales, y en problemas de protección radiológica en general, para el caso de haces de protones con energías de hasta 18 MeV [13].

4. CONCLUSIONES

Se ha desarrollado una metodología de cálculo para estimar el término fuente de la radiación generada por protones de 18 MeV incidentes en blancos de H_2^{18}O . En dicha metodología se utiliza el código Monte Carlo MCNPX 2.7.0. Para las secciones eficaces del ^{18}O se han utilizado alternativamente los modelos intrínsecos y las secciones eficaces provistas por la biblioteca TENDL-2010. La metodología desarrollada ha sido validada con un experimento recientemente llevado a cabo en la Agencia de Energía Atómica de Japón (JAEA).

Se ha comprobado que si bien estos modelos intrínsecos del código MCNPX 2.7.0 se han desarrollado para describir reacciones de partículas de alta energía, los espectros calculados presentan una buena concordancia con los espectros experimentales, siendo el modelo CEM 3.02 el que mejor ajusta dichos espectros. Sin embargo, los espectros calculados con las secciones eficaces correspondientes a la biblioteca TENDL-2010 han

dado el mejor ajuste con los espectros experimentales. Los espectros obtenidos mediante la metodología desarrollada pueden usarse para problemas de protección radiológica, donde se necesita un cálculo conservativo, en reemplazo de las estimaciones teóricas anteriores por medio del código ALICE91 u otros códigos equivalentes.

También se ha utilizado la metodología desarrollada para calcular el espectro de neutrones inducido por protones de 18 MeV que colisionan con un blanco desnudo H_2^{18}O . Estos espectros representan la máxima producción posible de neutrones para cualquier blanco de H_2^{18}O , y puede ser de uso general para estimar la activación neutrónica de los componentes y del recinto del ciclotrón, para calcular los blindajes del recinto, y para llevar a cabo evaluaciones de protección radiológica. Además, este término fuente puede usarse de manera conservativa como límite superior para cálculos de protección radiológica en general, para el caso de ciclotrones que produzcan ^{18}F por medio de la reacción nuclear $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$, con protones con energías de hasta 18 MeV.

La metodología desarrollada puede ser aplicada también para obtener el término fuente para la radiación generada en la irradiación de blancos de H_2^{18}O con haces de protones de energía mayores a 18 MeV, pero en esos casos deberá llevarse a cabo la validación con datos experimentales, los cuales actualmente son inexistentes.

5. AGRADECIMIENTOS

El autor quiere expresar su agradecimiento al Profesor Masayuki Hagiwara, de la Agencia de Energía Atómica de Japón, por la información enviada acerca del experimento llevado a cabo en dicha Agencia y de sus resultados teóricos.

El autor también desea agradecer a Elsa Piumetti y Adrian Discacciatti de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, por los fructíferos comentarios sobre este trabajo.

6. REFERENCIAS

1. Juan Cruzate and Adrian Discacciatti, “Refresher Course RC-18: Shielding of medical facilities. Shielding design considerations for PET-CT facilities”. *12th International Congress of The International Radiation Protection Association*, 19-24 October, 2008, Buenos Aires, Argentina.
<http://nucleus.iaea.org/HHW/MedicalPhysics/NuclearMedicine/RadiationProtection/PETCTshielding/index.html>
2. International Atomic Energy Agency. “Directory of cyclotrons used for radionuclide production in member states 2006 update”. IAEA-DCRP (2006).
3. International Atomic Energy Agency. “Cyclotron produced radionuclides: physical characteristics and production methods”. *IAEA Technical Reports Series No. 468* Vienna (2009)
4. M. Hagiwara, T. Sanami and K. Masumoto, “Spectrum measurement of neutrons and gamma-rays from thick H_2^{18}O target bombarded with 18 MeV protons”. *Journal of the Korean Physical Society*, **Vol. 59**, **No. 2**, pp. 2035~2038 (2011).

5. Carroll L.R.: "Estimating the radiation source term for pet isotope targets", *Poster Presentation at the 9th International Workshop on Targetry and Target Chemistry*, Turku, Finland; May 23-25, (2002).
6. R. Pevey, L. F. Miller, B. J. Marshall, L. W. Townsend and B. Alvord, "Shielding for a cyclotron used for medical isotope production in China", *Radiation Protection Dosimetry*, **Vol. 115**, **No. 1-4**, pp. 415-419 (2005).
7. D. Rochman, A.J. Koning, JEF/DOC-1349 JEFF Meeting, OECD/NEA, Paris, France, 1 - 3 December, 2010. www.talys.eu
8. Denise B. Pelowitz, editor. "MCNPX User's manual. version 2.7.0 LA-CP-11-00438", April 2011.
9. P.F. Rose: "ENDF-201, ENDF/B-VI Summary Documentation," *National Nuclear Data Center, BNL-NCS-17541*, 4th Edition (1991). <http://www.nndc.bnl.gov/csewg/>.
10. Laurie S. Waters, Editor. "TPO-E83-G-UG-X-00001 Revision 0: MCNPX™ User's manual. version 2.1.5". November 14, 1999.
11. Prof. Masayuki Hagiwara, *comunicación privada*. April 2010.
12. RJ McConn Jr, et al,"Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling", *PIET-43741-TM963 PNNL-15870 Rev. 1*, March 4, 2011.
13. Juan Cruzate, "factores de transmisión del concreto para la producción de ^{18}F mediante la reacción $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$: estudio de sensibilidad", *IX Congreso Argentino de Protección Radiológica*, Mendoza, Argentina, 02 al 04 de octubre, 2013

5. Carroll L.R.: "Estimating the radiation source term for pet isotope targets", *Poster Presentation at the 9th International Workshop on Targetry and Target Chemistry*, Turku, Finland; May 23-25, (2002).
6. R. Pevey, L. F. Miller, B. J. Marshall, L. W. Townsend and B. Alvord, "Shielding for a cyclotron used for medical isotope production in China", *Radiation Protection Dosimetry*, **Vol. 115, No. 1-4**, pp. 415-419 (2005).
7. D. Rochman, A.J. Koning, JEF/DOC-1349 JEFF Meeting, OECD/NEA, Paris, France, 1 - 3 December, 2010. www.talys.eu
8. Denise B. Pelowitz, editor. "MCNPX User's manual. version 2.7.0 LA-CP-11-00438", April 2011.
9. P.F. Rose: "ENDF-201, ENDF/B-VI Summary Documentation," *National Nuclear Data Center, BNL-NCS-17541*, 4th Edition (1991). <http://www.nndc.bnl.gov/csewag/>.
10. Laurie S. Waters, Editor. "TPO-E83-G-UG-X-00001 Revision 0: MCNPXTM User's manual. version 2.1.5". November 14, 1999.
11. Prof. Masayuki Hagiwara, *comunicación privada*. April 2010.
12. RJ McConn Jr, et al,"Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling", *PIET-43741-TM963 PNNL-15870 Rev. 1*, March 4, 2011.
13. Juan Cruzate, "factores de transmisión del concreto para la producción de ¹⁸F mediante la reacción ¹⁸O(p,n)¹⁸F: estudio de sensibilidad", *IX Congreso Argentino de Protección Radiológica*, Mendoza, Argentina, 02 al 04 de octubre, 2013

Factores de transmisión del concreto para la producción de ^{18}F mediante la reacción $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$: estudio de sensibilidad

Cruzate, J.A.

FACTORES DE TRANSMISIÓN DEL CONCRETO PARA LA PRODUCCIÓN DE ^{18}F MEDIANTE LA REACCIÓN $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$: ESTUDIO DE SENSIBILIDAD

Cruzate, J.A.¹

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La tomografía por emisión de positrones se ha convertido en una poderosa técnica de diagnóstico en medicina nuclear. Esa técnica utiliza varios nucleidos, los cuales se producen generalmente en ciclotrones, siendo el ^{18}F es el más importante desde el punto de vista de la protección radiológica. Los ciclotrones utilizados para la producción de ^{18}F necesitan recintos de concreto con paredes muy gruesas, a fin de proteger a los individuos de los efectos dañinos de la radiación. El conocimiento de los factores de transmisión para concreto es de gran ayuda en la primera etapa del diseño, y para realizar evaluaciones regulatorias. Mediante el uso de datos recientes del espectro de radiación generado en ciclotrones, durante la producción de ^{18}F con haces de protones de hasta 18 MeV, se han calculado los factores de transmisión para concreto. Los cálculos se han llevado a cabo con el código MCNPX 2.7.0, usando secciones de la biblioteca ENDF/B-VI para todos los materiales excepto el ^{18}O , para el cual se utilizaron en cambio las secciones eficaces de la biblioteca TENDL-2010. Se llevó a cabo un análisis de sensibilidad, teniendo en cuenta ocho composiciones de concreto ordinario, usados ampliamente en la construcción de blindajes a nivel mundial. Se establecieron los límites conservativos para los factores de transmisión correspondientes a haces de protones de 18 MeV. Los factores de transmisión obtenidos pueden ser usados además como valores conservativos en los cálculos de blindajes, para haces de protones cuya energía no supere los 18 MeV.

1. INTRODUCCIÓN

La tomografía por emisión de positrones (conocida por la sigla PET en inglés) es una herramienta no invasiva de diagnóstico por imágenes, usada ampliamente en medicina nuclear. Esta técnica aprovecha las características especiales de ciertos radiofármacos para examinar la actividad metabólica anormal de un paciente, mediante la inyección de un radionucleido contenido en dicho radiofármaco [1]. Los radionucleidos comúnmente utilizados son ^{15}O , ^{13}N , ^{11}C y ^{18}F , pero sin lugar a dudas el más importante para la protección radiológica es el ^{18}F [1,2,3]. Hoy en día el método más usual para producir ^{18}F consiste en irradiar un pequeño volumen de agua enriquecida en ^{18}O , contenida en un blanco metálico, con protones cuyas energías llegan aproximadamente hasta los 20 MeV [3]. La reacción nuclear más importante producida durante este bombardeo es $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$, la cual se logra en ciclotrones en donde, durante la irradiación, además de ^{18}F se producen neutrones así como también radiación fotónica.

Un componente fundamental para la seguridad radiológica es el blindaje, cuyo objetivo es atenuar la radiación primaria y secundaria a niveles que cumplan los límites de diseño y los criterios establecidos por las normas regulatorias para la exposición individual, así como también para proteger los equipos del daño por radiación. En general los ciclotrones usados para la producción de ^{18}F están confinados en recintos

¹ jcruzate@arn.gob.ar

con paredes de concreto, las cuales necesitan grandes espesores para lograr este objetivo.

En general el blindaje para la radiación primaria de neutrones y fotones, así como también para los fotones secundarios producidos durante la activación de componentes del acelerador y de las paredes del recinto de irradiación, se calculan utilizando códigos de cálculo basados principalmente en el transporte de la radiación. Debido a los métodos de cálculo utilizados en dichos códigos, la obtención de resultados implica en general extensos tiempos de cálculo. En algunos casos, el problema puede ser resuelto mediante el uso de factores de transmisión en lugar de un cálculo completo mediante la simulación del transporte de radiación. Estos factores son muy útiles por ejemplo durante la primera fase del diseño del recinto del ciclotrón, o por hacer evaluaciones con fines regulatorios. Al presente, la preponderancia de ciclotrones de baja energía (hasta 20 MeV) puede verse claramente en las distribuciones mundiales de los mismos [2]. A pesar de esto, en la actualidad no hay datos publicados con respecto a los factores de transmisión para los ciclotrones que producen ^{18}F para éstas energías de protones.

Al calcular los factores de transmisión el interés está en la dosis producida en un lado de la pared del blindaje, la cual resulta como consecuencia de la radiación incidente en el otro lado de la pared. Los factores de transmisión pueden ser valores medidos, pero normalmente son obtenidos por cálculos con códigos apropiados. Cualquiera de estos códigos requiere secciones eficaces adecuadas como dato de entrada. Otro dato fundamental es el término de fuente de la radiación incidente inicialmente sobre el blindaje. Actualmente existen muy pocos datos experimentales, y ningún dato teórico, del término fuente para la radiación de los neutrones y fotones inducidos en la reacción nuclear $^{18}\text{O}(p,n)^{18}\text{F}$, anteriormente mencionada.

En lo que respecta al ^{18}O no hay hasta el momento secciones eficaces validadas, adecuadas para su uso en los códigos de transporte actuales. Como estos datos son necesarios para calcular los espectros de neutrones y fotones producidos por la interacción de los protones con el blanco de ^{18}O , cualquier estimación teórica para la fuente de radiación primaria se torna difícil. Normalmente esta dificultad es superada aplicando códigos específicos de simulación nuclear, tales como el ALICE91 [4,5], usando luego la fuente de radiación obtenida como entrada para los códigos de transporte. Sin embargo, es de destacar que los métodos de cálculo utilizados en el ALICE91 no están validados por experimentos. Recientemente, se ha editado un conjunto completo de secciones eficaces para el ^{18}O , como parte de la biblioteca TENDL-2010 [6]; estas secciones eficaces pueden ser usadas por los códigos de transporte actuales para llevar a cabo los cálculos correspondientes sin el uso de códigos externos.

Aplicando los resultados presentados en un trabajo publicado recientemente [7], acerca de los espectros de radiación generados en ciclotrones que producen ^{18}F por medio de haces de protones de hasta 18 MeV, se han computado datos de la transmisión para concreto. Los cálculos se han llevado a cabo con el código Monte Carlo MCNPX 2.7.0 [8], usando las secciones eficaces basadas en la biblioteca ENDF/B-VI [9,10] para todos los elementos excepto ^{18}O , en donde se han utilizado las secciones de la biblioteca TENDL 2010 [6].

2. METODOLOGÍA DE CÁLCULO

El material más ampliamente usual usado en la construcción de blindajes para la radiación es el concreto, dado que es barato y a la vez eficaz para blindar tanto a fotones como a neutrones. El concreto puede ser elaborado usando varios materiales de densidades diferentes como agregados. Por consiguiente, las distintas mezclas usadas para conformarlo pueden tener características de atenuación muy diferentes. Típicamente las mezclas de concreto consisten de aproximadamente 80% en peso de oxígeno y silicio, siendo el resto de los componentes calcio, aluminio y en menor proporción sodio, potasio y hierro. El hidrógeno, el cual en la mayoría de los concretos constituye menos del uno por ciento en peso, es muy importante para la atenuación de los neutrones. Para cubrir la gran variedad de concretos usada en el diseño de blindajes, se han tenido en cuenta ocho composiciones de concreto ordinario, usadas primariamente a nivel mundial en la construcción de blindajes. Dado que, para un determinado tipo de concreto, en la bibliografía es posible encontrar una amplia gama de composiciones diferentes, se deben adoptar composiciones que sean representativas de dicho tipo de concreto. En este trabajo se han adoptado las composiciones presentadas en el documento de referencia, para la composición de materiales utilizados para blindajes, denominado PNNL-15870: Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling [11]. En la Tabla 1, se muestran las densidades y composiciones elementales correspondientes a los tipos de concreto utilizados en este trabajo. Para los mismos se han calculado los factores de transmisión correspondientes y además se ha llevado a cabo un análisis de sensibilidad.

Tabla 1. Densidades y composiciones elementales, en porcentajes atómicos, de los distintos tipos de concreto ordinario usados en este trabajo.

Elemento	Tipo de concreto							
	Oak Ridge	NBS 03	NBS 04	NIST	Portland	Rocky Flats	Regular	Serpentine
H	0.10669	0.14987	0.10359	0.30533	0.16876	0.1333	0.16804	0.2462
C	0.25354	0.0742	0	0.00288	0.00142	0.08233	0	0.00118
N	0	0	0	0	0	$2.56 \cdot 10^{-4}$	0	0
O	0.44563	0.52683	0.58481	0.50041	0.56252	0.54295	0.56318	0.49898
Na	$2.05 \cdot 10^{-4}$	0	0.01397	0.00921	0.01184	0.00491	0.02136	0.00278
Mg	0.02335	0.01771	0.00198	$7.25 \cdot 10^{-4}$	0.0014	0.00921	0	0.08664
Al	0.00698	0.02379	0.03185	0.0103	0.02135	0.01441	0.02134	0.01104
Si	0.02134	0.09197	0.21076	0.15104	0.20411	0.09887	0.20323	0.11612
S	0	0.00165	$7.51 \cdot 10^{-4}$	0	0	0.00106	0	0
K	$5.06 \cdot 10^{-4}$	$7.73 \cdot 10^{-4}$	0.00924	0.00358	0.00566	0.00628	0	0.00163
Ca	0.13934	0.10968	0.03888	0.01492	0.01867	0.10281	0.0186	0.02654
Ti	0	0	0	0	0	$3.74 \cdot 10^{-4}$	0	0
Fe	0.00242	0.00352	0.00417	0.00161	0.00426	0.00324	0.00425	0.00863
Cr	0	0	0	0	0	0	0	$2.73 \cdot 10^{-4}$
Densidad (g/cm ³)	2.30	2.35	2.35	2.30	2.30	2.32	2.30	2.10

Para calcular el factor de la transmisión, se ha considerado una pared plana de $4 \times 4 \text{ m}^2$ de sección transversal, con un dado espesor y composición de concreto, posicionada entre la fuente de radiación y el punto de detección. A fin de llevar cabo un cálculo lo más realista posible, aplicando las consideraciones de la referencia [7] se ha

reproducido la fuente de la radiación simulando el bombardeo de un blanco de agua enriquecida en ^{18}O , con un haz de protones de 18 MeV. El haz de protones se supuso de dirección normal tanto a la ventana frontal de havar del blanco como a la pared que actúa como blindaje. El blanco fue ubicado a 2 m de la pared interior, la cual es una distancia típica en las configuraciones de ciclotrones reales.

En lo que se refiere a la dosis que recibiría un individuo posicionado en el punto de detección, se ha seleccionado la dosis efectiva como representativa de los problemas de protección radiológica. De todas las posibles configuraciones de irradiación, la anterior-posterior (AP) resulta ser la más conservativa. Por lo tanto, en este trabajo se ha adoptado esta configuración, usando los correspondientes factores de conversión de dosis adoptados por la publicación 74 del ICRP [12].

Los cálculos se han llevado a cabo usando el código Monte Carlo MCNPX 2.7.0 [8]. Para las secciones eficaces se han usado las correspondientes a la biblioteca ENDF/B VI [9,10] en energía continua, para todos los materiales salvo ^{18}O para el cual no hay secciones eficaces validadas disponibles para un transporte apropiado. Usando los resultados de la referencia [7], para las secciones eficaces del ^{18}O se ha utilizado la biblioteca TENDL 2010 [6]. En los cálculos de transporte se ha considerado el tratamiento físico detallado para fotones, el cual incluye la dispersión coherente y considera los fotones de fluorescencia después de la absorción fotoeléctrica. Además, se han usado factores de forma y perfiles Compton para considerar los efectos de ligadura de los electrones. En el caso del transporte de neutrones, se han usado las matrices $S(a,\beta)$ para tener en cuenta los efectos de ligadura moleculares para el hidrógeno en caso de neutrones de energía menores a 4 eV.

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Tal como se ha mencionado, la fuente de radiación fue generada simulando el bombardeo de un blanco de agua enriquecida en ^{18}O con un haz de protones de 18 MeV. Como se discute en la referencia [7], este método da buenos resultados para la fuente inducida de neutrones, pero no para la fuente inducida de fotones. Sin embargo, se sabe que en la transmisión de la radiación a través del concreto, los fotones primarios producen dosis por lo menos un orden de magnitud por debajo de aquéllas producidas por los neutrones primarios. Esto se debe a que los fotones primarios, así como aquellos originados en las interacciones de los electrones de la materia con los positrones producidos durante el decaimiento del ^{18}F (fotones de 511 keV), son atenuados prontamente a través del concreto. Por otra parte, a medida que los neutrones interaccionan con los átomos del medio, principalmente hidrógeno, se producen fotones secundarios como resultado de la captura térmica de los neutrones (fotones de 2,22 MeV) y del choque inelástico. Dado que por un lado, en promedio las energías de estos fotones secundarios son sensiblemente superiores a aquella de los fotones primarios, y que por otro lado los mismos tienden a producirse en la capas más externas de la pared de concreto, la dosis de fotones a través del blindaje de concreto es dominada por los fotones originados por la activación del mismo. Por lo tanto para el cálculo de los factores de transmisión, en la fuente primaria sólo es necesario tener en cuenta los neutrones inducidos por los protones.

Si los fotones secundarios mencionados no existieran, se esperaría que la gráfica los factores de transmisión fuera fundamentalmente una función lineal. Debido a la

existencia de esta radiación secundaria, la gráfica mencionada ha resultado en general una función curva para todos los tipos de concreto analizados. En la Tabla 2 se muestran los factores de transmisión obtenidos, para las diferentes composiciones de concreto consideradas, como función del espesor de concreto de la pared interpuesta. Las incertidumbres asociadas corresponden a una desviación estándar en los cálculos. En la Figura 1 puede verse una representación gráfica de los resultados.

Tabla 2. Factores de transmisión para la radiación inducida por la interacción de protones de 18 MeV en blancos de H_2^{18}O , para las diferentes composiciones de concreto.

Espesor (cm)	Tipo de concreto			
	Oak Ridge	NBS 03	NBS 04	NIST
0	1	1	1	1
10	0.638 ± 0.009	0.540 ± 0.008	0.582 ± 0.008	0.426 ± 0.007
20	0.332 ± 0.004	0.268 ± 0.004	0.319 ± 0.004	0.160 ± 0.003
40	$(7.4 \pm 0.1) 10^{-2}$	$(5.6 \pm 0.1) 10^{-2}$	$(8.4 \pm 0.2) 10^{-2}$	$(2.14 \pm 0.06) 10^{-2}$
60	$(1.33 \pm 0.03) 10^{-2}$	$(1.16 \pm 0.03) 10^{-2}$	$(1.99 \pm 0.04) 10^{-2}$	$(3.04 \pm 0.09) 10^{-3}$
100	$(6.2 \pm 0.4) 10^{-4}$	$(5.0 \pm 0.2) 10^{-4}$	$(1.16 \pm 0.03) 10^{-3}$	$(1.22 \pm 0.07) 10^{-4}$
150	$(1.9 \pm 0.1) 10^{-5}$	$(1.38 \pm 0.07) 10^{-5}$	$(3.7 \pm 0.1) 10^{-5}$	$(7.2 \pm 0.6) 10^{-6}$
200	$(8.8 \pm 0.5) 10^{-7}$	$(6.1 \pm 0.4) 10^{-7}$	$(1.39 \pm 0.09) 10^{-6}$	$(5.5 \pm 0.4) 10^{-7}$
250	$(4.3 \pm 0.4) 10^{-8}$	$(2.1 \pm 0.2) 10^{-8}$	$(6.1 \pm 0.4) 10^{-8}$	$(4.7 \pm 0.3) 10^{-8}$
300	$(1.9 \pm 0.2) 10^{-9}$	$(1.2 \pm 0.1) 10^{-9}$	$(2.3 \pm 0.2) 10^{-9}$	$(2.9 \pm 0.3) 10^{-9}$

Tabla 2. Continuación.

Espesor (cm)	Tipo de concreto			
	Portland	Rocky Flats	Regular	Serpentine
0	1	1	1	1
10	0.538 ± 0.008	0.552 ± 0.008	0.539 ± 0.008	0.514 ± 0.007
20	0.265 ± 0.004	0.284 ± 0.004	0.265 ± 0.004	0.241 ± 0.004
40	$(5.7 \pm 0.1) 10^{-2}$	$(6.6 \pm 0.1) 10^{-2}$	$(5.6 \pm 0.1) 10^{-2}$	$(4.66 \pm 0.09) 10^{-2}$
60	$(1.15 \pm 0.02) 10^{-2}$	$(1.39 \pm 0.03) 10^{-2}$	$(1.13 \pm 0.02) 10^{-2}$	$(8.9 \pm 0.2) 10^{-3}$
100	$(5.1 \pm 0.2) 10^{-4}$	$(6.7 \pm 0.2) 10^{-4}$	$(5.1 \pm 0.2) 10^{-4}$	$(4.2 \pm 0.2) 10^{-4}$
150	$(1.72 \pm 0.06) 10^{-5}$	$(2.04 \pm 0.06) 10^{-5}$	$(1.75 \pm 0.06) 10^{-5}$	$(2.12 \pm 0.08) 10^{-5}$
200	$(8.4 \pm 0.5) 10^{-7}$	$(8.6 \pm 0.5) 10^{-7}$	$(9.1 \pm 0.7) 10^{-7}$	$(1.60 \pm 0.09) 10^{-6}$
250	$(5.6 \pm 0.5) 10^{-8}$	$(4.5 \pm 0.4) 10^{-8}$	$(5.6 \pm 0.4) 10^{-8}$	$(1.4 \pm 0.1) 10^{-7}$
300	$(4.4 \pm 0.7) 10^{-9}$	$(2.3 \pm 0.2) 10^{-9}$	$(2.5 \pm 0.2) 10^{-9}$	$(6.0 \pm 0.9) 10^{-9}$

Para todo los tipos de concreto, excepto el NIST, se ha encontrado que el factor de transmisión es aproximadamente una línea recta hasta aproximadamente 200 cm de espesor; en cambio para el concreto tipo NIST se observa una forma marcadamente curva para el mismo rango de espesores. Al analizar la Tabla 1 se puede observar que la composición para el concreto tipo NIST tiene la proporción más alta de hidrógeno. Dado que el hidrógeno tiene importancia fundamental tanto en la atenuación de neutrones como en la producción de fotones secundarios, este comportamiento de la transmisión para este tipo de concreto puede se ha atribuido a su contenido de hidrógeno.

Los factores de transmisión obtenidos aquí pueden usarse directamente si la composición del concreto fuese conocida y se correspondiera con alguna de aquéllas

composiciones presentadas en la Tabla 1. En otro caso, si la composición del concreto fuera desconocida, se debe aplicar un criterio conservativo para la protección radiológica. De la Figura 1 y de la Tabla 2 se concluye que el concreto de composición NBS 04 tiene el factor de transmisión más alto hasta un espesor de aproximadamente 200 cm; para espesores mayores se observa que el tipo SERPENTINE da los valores más conservativos. En consecuencia desde el punto de vista de la protección radiológica se deberían usar estos valores para llevar a cabo una estimación conservativa de las dosis producidas en la pared externa del blindaje de concreto. Si se necesitasen valores conservativos para estimar los espesores de blindaje involucrados, en cambio se deberán elegir aquellos valores que minimizan los factores de transmisión, los cuales maximizarían los espesores de las paredes. Si se necesitase más exactitud, y la composición del concreto fuera conocida, el método presentado en este trabajo puede usarse para obtener mejores estimaciones para los factores de la transmisión.

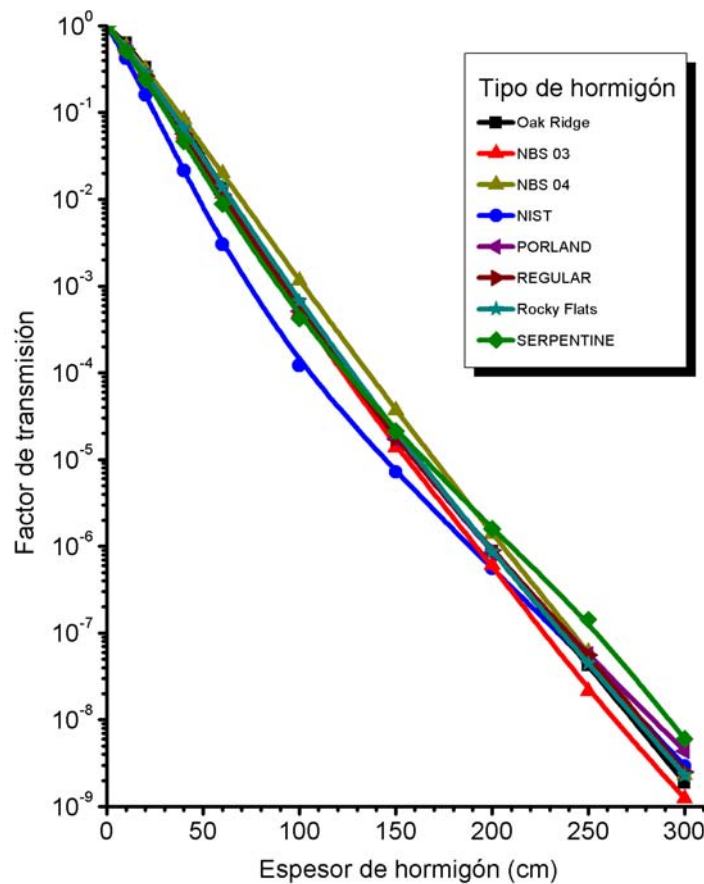


Figura1. Factores de transmisión para la radiación inducida por la interacción de protones de 18 MeV en blancos de $H_2^{18}O$, para las diferentes composiciones de concreto.

Como discute en la referencia [7], es esperable que las fuentes de la radiación inducidas por protones con energía menores a 18 MeV tengan un espectro neutrónico más blando. Por lo tanto, pueden usarse los resultados obtenidos en este trabajo para poner un límite superior (o inferior según corresponda, de acuerdo a lo discutido en el párrafo anterior) a los factores de transmisión utilizados en los cálculos para estimaciones de protección radiológica, para el caso de haces de protones con energías menores a 18 MeV. Si se

necesitara más exactitud, el método presentado en este trabajo puede usarse para obtener mejores estimaciones.

4. CONCLUSIONES

Usando resultados recientemente publicados acerca de los espectros para la radiación generada en ciclotrones que producen ^{18}F mediante haces de protones de hasta 18 MeV, incidentes sobre blancos de agua enriquecida en ^{18}O , se han calculado los factores de transmisión correspondientes para el caso de blindaje con concreto. Se han tenido en cuenta ocho de las composiciones de concreto ordinario principalmente usadas a nivel mundial para la construcción de blindajes, y se ha llevado a cabo un análisis de sensibilidad con los mismos.

Para el caso de 18 MeV de energía pueden usarse los valores presentados directamente si la composición del concreto fuese conocida y coincide con alguna de las consideradas en este trabajo. Si la composición fuese desconocida, pueden usarse los factores de transmisión obtenidos para derivar valores conservativos para la protección radiológica. Para el caso de haces de protones con energía de hasta 18 MeV, pueden usarse los resultados presentados aquí para poner un límite conservativo para los factores de transmisión de los blindajes utilizados.

Si se necesitase más exactitud, el método presentado en este trabajo puede usarse para obtener las mejores estimaciones, para una dada composición de concreto, para haces de protones que no superen los 18 MeV de energía.

5. AGRADECIMIENTOS

El autor agradece a Elsa Piumetti de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, por los fructíferos comentarios sobre este trabajo.

6. REFERENCIAS

1. Juan Cruzate and Adrian Discacciatti, "Refresher Course RC-18: Shielding of medical facilities. Shielding design considerations for PET-CT facilities". *12th International Congress of The International Radiation Protection Association*, 19-24 October, 2008, Buenos Aires, Argentina.
<http://nucleus.iaea.org/HHW/MedicalPhysics/NuclearMedicine/RadiationProtection/PETCTshielding/index.html>
2. International Atomic Energy Agency. "Directory of cyclotrons used for radionuclide production in member states 2006 update". IAEA-DCRP (2006).
3. International Atomic Energy Agency. "Cyclotron produced radionuclides: physical characteristics and production methods". *IAEA Technical Reports Series No. 46. Vienna (2009)*.
4. Carroll L.R., "Estimating the radiation source term for pet isotope targets", *Poster Presentation at the 9th International Workshop on Targetry and Target Chemistry*, Turku, Finland; May 23-25, (2002).
5. R. Pevey, L. F. Miller,, B. J. Marshall, L. W. Townsend and B. Alvord, "Shielding for a cyclotron used for medical isotope production in China", *Radiation Protection Dosimetry*, **Vol. 115, No. 1-4**, pp. 415-419,(2005).

6. D. Rochman, A.J. Koning, "JEF/DOC-1349" JEFF Meeting, OECD/NEA, Paris, France, 1 - 3 December, 2010. www.talys.eu
7. Juan Cruzate, "Estimación del término fuente para la radiación emitida durante la producción de ^{18}F mediante el bombardeo, con protones de 18 MeV, de blancos gruesos de H_2^{18}O ", *IX Congreso Argentino de Protección Radiológica*, Mendoza, Argentina, 02 al 04 de octubre, 2013.
8. Denise B. Pelowitz, editor. "MCNPX User's manual. version 2.7.0 LA-CP-11-00438", April 2011.
9. P.F. Rose: "ENDF-201, ENDF/B-VI Summary Documentation," *National Nuclear Data Center, BNL-NCS-17541*, 4th Edition (1991). <http://www.nndc.bnl.gov/csewg/>.
10. R.E. MacFarlane: "New Thermal Neutron Scattering Files for ENDF/B-VI Release 2," (1994). <http://t2.lanl.gov/nis/publications/thermal.pdf>
11. RJ McConn Jr, et al, "Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling", *PIET-43741-TM963 PNNL-15870 Rev. 1*, March 4, 2011.
12. The International Commission on Radiological Protection, "Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation". *ICRP PUBLICATION 74* (1996).

3. International Atomic Energy Agency. "Cyclotron produced radionuclides: physical characteristics and production methods". *IAEA Technical Reports Series No. 46*. Vienna (2009).
4. Carroll L.R., "Estimating the radiation source term for pet isotope targets", *Poster Presentation at the 9th International Workshop on Targetry and Target Chemistry*, Turku, Finland; May 23-25, (2002).
5. R. Pevey, L. F. Miller,, B. J. Marshall, L. W. Townsend and B. Alvord, "Shielding for a cyclotron used for medical isotope production in China", *Radiation Protection Dosimetry*, **Vol. 115, No. 1–4**, pp. 415–419,(2005).
6. D. Rochman, A.J. Koning, "JEF/DOC-1349" JEFF Meeting, OECD/NEA, Paris, France, 1 - 3 December, 2010. www.talys.eu
7. Juan Cruzate, "Estimación del término fuente para la radiación emitida durante la producción de ^{18}F mediante el bombardeo, con protones de 18 MeV, de blancos gruesos de H_2^{18}O ", *IX Congreso Argentino de Protección Radiológica*, Mendoza, Argentina, 02 al 04 de octubre, 2013.
8. Denise B. Pelowitz, editor. "MCNPX User's manual. version 2.7.0 LA-CP-11-00438", April 2011.
9. P.F. Rose: "ENDF-201, ENDF/B-VI Summary Documentation," *National Nuclear Data Center, BNL-NCS-17541*, 4th Edition (1991). <http://www.nndc.bnl.gov/csewg/>.
10. R.E. MacFarlane: "New Thermal Neutron Scattering Files for ENDF/B-VI Release 2," (1994). <http://t2.lanl.gov/nis/publications/thermal.pdf>
11. RJ McConn Jr, et al,"Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling", *PIET-43741-TM963 PNNL-15870 Rev. 1*, March 4, 2011.
12. The International Commission on Radiological Protection, "Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation". *ICRP PUBLICATION 74* (1996).

FACTORES DE TRANSMISIÓN DEL CONCRETO PARA LA PRODUCCIÓN DE ^{18}F MEDIANTE LA REACCIÓN $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$: ESTUDIO DE SENSIBILIDAD



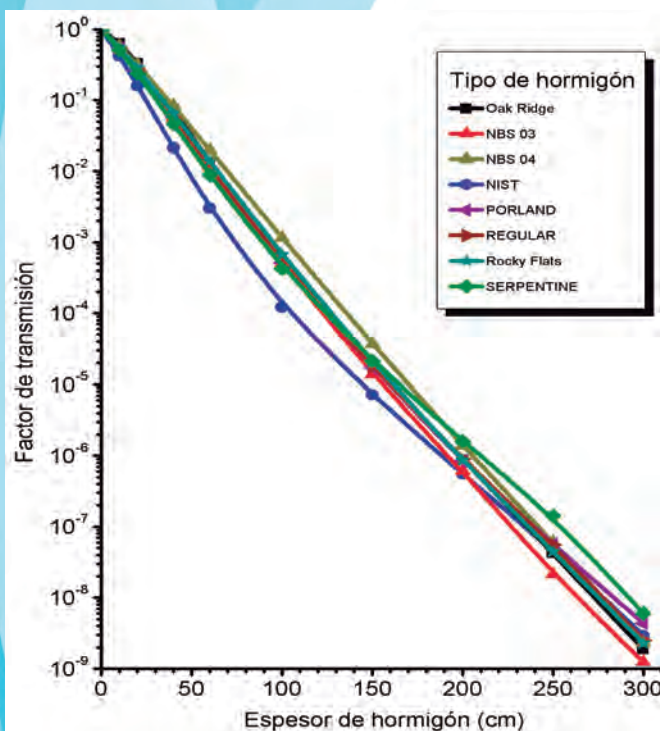
Juan Ángel Cruzate

Autoridad Regulatoria Nuclear
Av. del Libertador 8250, C1429BNP – Buenos Aires, Argentina
jcruzate@arn.gov.ar

RESUMEN

Se presentan los factores de transmisión para concreto, correspondientes a la reacción $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$ para protones de 18 MeV. Esta reacción es de capital importancia en la producción de ^{18}F , siendo además la más importante desde el punto de vista de la protección radiológica en ciclotrones. Se llevó a cabo además un análisis de sensibilidad de los mismos, teniendo en cuenta ocho composiciones de concreto ordinario, usadas ampliamente en la construcción de blindajes a nivel mundial.

Hasta el momento los cálculos para los factores de transmisión se basaban en estimaciones teóricas sin sustento experimental. En este trabajo se simuló la interacción de protones de 18 MeV con un blanco de H_2^{18}O conteniendo un 98% de ^{18}O , el cual es un blanco típicamente utilizado en la producción de ^{18}F en ciclotrones. A diferencia de publicaciones anteriores, el término fuente utilizado fue validado con datos experimentales recientes. Los cálculos se efectuaron utilizando el código Monte Carlo MCNPX 2.7.0, usando las secciones eficaces de la biblioteca ENDF/B-VI para todos los materiales, excepto para el ^{18}O para el cual se utilizaron las secciones eficaces provistas por la biblioteca TENDL2010.



Densidades y composiciones elementales, en porcentajes atómicos, de los distintos tipos de concreto ordinario usados en este trabajo.

Elemento	Tipo de concreto							
	Oak Ridge	NBS 03	NBS 04	NIST	Portland	Rocky Flats	Regular	Serpentine
H	0.10669	0.14987	0.10359	0.30533	0.16876	0.1333	0.16804	0.2462
C	0.25354	0.0742	0	0.00288	0.00142	0.08233	0	0.00118
N	0	0	0	0	0	2.56 10 ⁻¹	0	0
O	0.44563	0.52683	0.58481	0.50041	0.56252	0.54295	0.56318	0.49898
Na	2.05 10 ⁻²	0	0.01397	0.00921	0.01184	0.00491	0.02136	0.00278
Mg	0.02335	0.01771	0.00198	7.25 10 ⁻³	0.0014	0.00921	0	0.08664
Al	0.00698	0.02379	0.03185	0.0103	0.02135	0.01441	0.02134	0.01104
Si	0.02134	0.09197	0.21076	0.15104	0.20411	0.09887	0.20323	0.11612
S	0	0.00165	7.51 10 ⁻³	0	0	0.00106	0	0
K	5.06 10 ⁻⁴	7.73 10 ⁻⁴	0.00924	0.00358	0.00566	0.00628	0	0.00163
Ca	0.13934	0.10968	0.03888	0.01492	0.01867	0.10281	0.0186	0.02654
Ti	0	0	0	0	0	3.74 10 ⁻³	0	0
Fe	0.00242	0.00352	0.00417	0.00161	0.00426	0.00324	0.00425	0.00863
Cr	0	0	0	0	0	0	0	2.73 10 ⁻³
Densidad (g/cm ³)	2.30	2.35	2.35	2.30	2.30	2.32	2.30	2.10

Factores de transmisión para la reacción $^{18}\text{O}(\text{p},\text{n})^{18}\text{F}$, para diferentes composiciones de concreto ordinario.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Se comprobó que los fotones primarios, como así también aquellos originados en las interacciones de los electrones de la materia con los positrones producidos durante el decaimiento del ^{18}F (fotones de 511 keV), son atenuados prontamente a través del concreto. También se confirmó que la dosis a través del concreto está dominada por los fotones secundarios producidos por la captura térmica de los neutrones por los átomos de hidrógeno (fotones de 2.22 MeV), siendo además la dosis por neutrones varios órdenes de magnitud inferior a la de fotones. De estos resultados se concluye que, en lo que respecta a la transmisión de los neutrones a través del concreto, en la fuente primaria solo es necesario tener en cuenta a los neutrones inducidos por los protones.

Dado que el factor de transmisión contempla tanto a los neutrones primarios como así también a los fotones de captura térmica, el efecto de estos últimos tiene como consecuencia que la gráfica de los factores de transmisión se aleje de la recta esperable para el caso de atenuación pura de neutrones. El efecto aumenta con el contenido de hidrógeno, siendo máximo para el concreto tipo NIST, ya que el mismo posee el mayor contenido de hidrógeno.

De los resultados presentados se pueden obtener valores conservativos de los factores de transmisión, ya sea para el cálculo de dosis como para el cálculo del espesor de concreto correspondiente. Dado que protones de energía menor a 18 MeV producirán espectros de neutrones más blandos que los aquí considerados, los factores de transmisión obtenidos en este trabajo brindan un límite superior para los factores de transmisión para la radiación generada por protones de energías de hasta 18 MeV.

CONCLUSIONES

Se han obtenido los factores de transmisión para la radiación generada en ciclotrones que producen ^{18}F mediante haces de protones de hasta 18 MeV, incidentes sobre blancos de agua enriquecida en ^{18}O . A diferencia de publicaciones anteriores, el término fuente utilizado fue validado con datos experimentales recientes. Se han considerado ocho composiciones de concreto ordinario, generalmente utilizados en la construcción de blindajes, y se ha llevado a cabo un análisis de sensibilidad para los mismos.

Los factores de transmisión obtenidos pueden usarse directamente si la composición de concreto en estudio coincide con alguna de las consideradas en el presente trabajo, para ciclotrones de hasta 18 MeV de energía de protones. En cualquier otro caso, los valores obtenidos representan un límite superior conservativo para el cálculo de blindaje para los ciclotrones de producción de ^{18}F mediante haces de protones de hasta 18 MeV.

Si la composición de concreto es distinta de cualquiera de las presentadas en este trabajo, aun así el método propuesto puede ser usado para obtener una estimación de los factores de transmisión correspondientes.

Límite autorizado de descargas al ambiente (Ki) establecidos por la ARN: Revisión y actualización de la metodología de cálculo

Czerniczyniec, M. y Piumetti, E.

Valores autorizados de descargas al ambiente (Ki) establecidos por la ARN: Revisión y actualización de la metodología de cálculo

Piumetti, E.H.; Alvarez, D.E.; Amado, V.A.; Curti, A.R.; Czerniczyniec, M.A. y Lee Gonzáles, H.M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Av. del Libertador 8250 (C1429BNP), Buenos Aires, Argentina



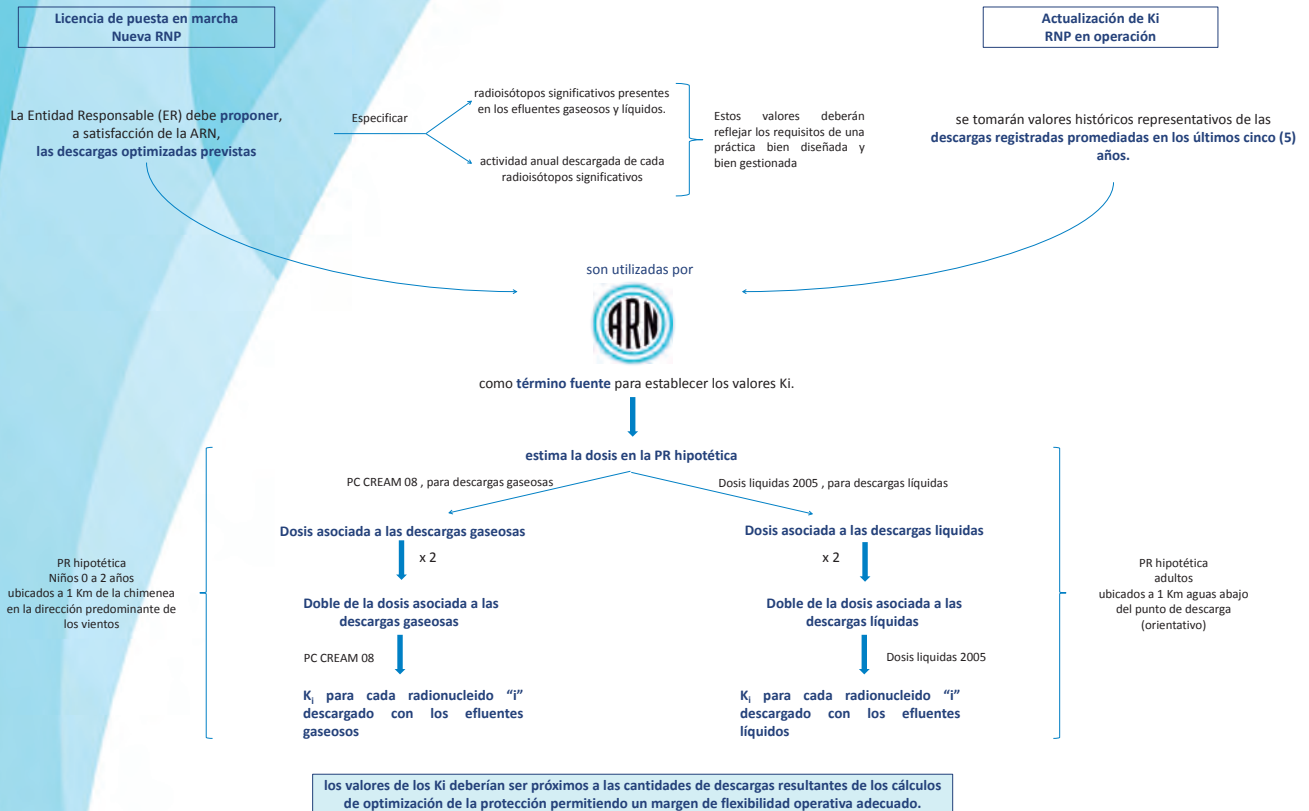
RESUMEN

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 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. En el proceso de licenciamiento de una instalación la ARN establece los valores de descarga de efluentes que debe cumplir la instalación. Estos valores anuales se simbolizan como K_i y se expresan en Bq, para cada radionucleido que la instalación prevé emitir al ambiente. En base a los K_i definidos se establecen fórmulas para el control de las descargas en la etapa de operación. En este trabajo se presentan los resultados de la revisión de los criterios mencionados y de la metodología de cálculo de los K_i , que la ARN ha realizado recientemente.

OBJETIVO DEL TRABAJO

Establecer los criterios y la metodología de cálculo de los K_i para un nuevo Reactor Nuclear de Potencia (RNP) y RNP en operación cuando sea necesario actualizar el valor K_i correspondiente.

DETERMINACIÓN DE LOS K_i .



Criterios para establecer los K_i

Los radionucleidos significativos para los que se establecen K_i son aquellos que verifiquen alguna o algunas de las siguientes condiciones:

- 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 semidesintegración mayor a 10 años.
- Indicar el funcionamiento o control de un proceso de la Planta.
- Ser relevantes para gestionar la información para la opinión pública.

Además, la ARN tiene la facultad de adicionar los radionucleidos que considere necesario en el momento que lo disponga.

Control de las descargas al ambiente en la etapa de operación, se deben cumplir las condiciones establecidas por las siguientes fórmulas de descarga:

$$\sum A_i/K_i \text{ gaseosas} + \sum A_i/K_i \text{ líquidas} \leq 1 \quad \text{para descargas anuales}$$

$$\sum A_i/K_i \text{ líquidas} \leq N \quad \text{para descargas diarias y trimestrales}$$

$$\sum A_i/K_i \text{ gaseosas} \leq N \quad \text{para descargas diarias y trimestrales}$$

A_i es la actividad del radionucleido "i" descargada al ambiente en el período que corresponda

Para descargas diarias:

$$N = 0,01$$

Para descargas trimestrales:

$$N = 0,3$$

CONCLUSIONES

En este trabajo se presentó el criterio para establecer los valores autorizados de descarga de un Reactor Nuclear de Potencia así como la definición de las Personas Representativas adoptadas por la Autoridad Regulatoria Nuclear. Los criterios establecidos y las definiciones expuestas son fundamentales para el estudio de futuras evaluaciones de seguridad e impacto ambiental.

EJEMPLO DE APLICACIÓN

En este ejemplo se presenta, a modo orientativo, el cálculo de K_i para las descargas gaseosas de un RNP del tipo PHWR.

En la Tabla se muestran las descargas anuales optimizadas, para un RNP del tipo PHWR

Radionucleido	Descarga anual Bq/a
Ar - 41	9,00E+12
C - 14	5,00E+11
Co - 60	5,00E+06
Cs - 137	2,00E+05
H - 3	8,00E+14
I - 131	1,00E+08
Kr - 85m	2,00E+12
Ru - 103	1,00E+05
Xe - 133	2,00E+14

Se estimaron las dosis asociadas a estas descargas

Grupo etario	Dosis (mSv/a)
Niños (0 a 2 años)	0,025
adultos	0,014

Los radionucleidos para los cuales se calcularon los K_i se eligieron siguiendo el criterio indicado en el trabajo.

Los K_i para cada radionucleido se derivan a partir de la dosis estimada en la PR hipotética debido a las descargas gaseosas del radionucleido "i", en forma independiente, multiplicada por un factor 2, según se describe en el trabajo. Los resultados se muestran en la siguiente Tabla.

Ki niños			
Radionucleido	Descarga anual (Bq/a)	Dosis efectiva anual (mSv/a)	K_i (Bq/a)
Ar - 41	9,00E+12	1,94E-04	2E+15
C - 14	5,00E+11	1,54E-03	2E+13
Co - 60	5,00E+06	5,85E-07	4E+11
Cs - 137	2,00E+05	1,65E-08	6E+11
H - 3	8,00E+14	2,28E-02	2E+15
I - 131	1,00E+08	4,87E-05	1E+11
Kr - 85m	2,00E+12	6,20E-06	2E+16
Ru - 103	1,00E+05	1,18E-10	4E+13
Xe - 133	2,00E+14	1,46E-04	7E+16
Dosis total (mSv/a)			0,025
2 x Dosis total (mSv/a)			0,050

Ejercicio de intercomparación de estimación de dosis mediante la aplicación de ensayo de discéntricos utilizando imágenes transmitidas electrónicamente

Di Giorgio, M.; Radl, A.; Taja, M.R.; Bubniak, R.V.;
Deminge, M.M. y Sapienza, C.E.

Ejercicio de intercomparación de estimación de dosis mediante la aplicación del ensayo de dicéntricos utilizando imágenes transmitidas electrónicamente

¹Di Giorgio, M.; ¹Radl, A.; ¹Taja, M.R.; ¹Bubniak, R.V.; ¹Deming, M.M.; ¹Sapienza, C.E.;
Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica.
¹Laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB). Autoridad Reguladora Nuclear (A.R.N.).
Av. del Libertador 8250, C1429BNP, C.A.B.A., Buenos Aires, Argentina.
mdigiorgio@arn.gob.ar



INTRODUCCIÓN

La evaluación dosimétrica ha adquirido un nuevo rol para guiar el tratamiento médico de víctimas de accidentes radiológicos o nucleares. Esta dosimetría es realizada tempranamente mediante la reconstrucción física del escenario de sobreexposición, signos y síntomas prodromales, recuento seriado de células sanguíneas, etc. La dosimetría biológica permite una clasificación más precisa de las personas en categorías de dosis (triage citogenético, secundario al triage clínico), multiparamétrica e interdisciplinariamente con otras técnicas físicas y biofísicas. Los métodos citogenéticos, utilizados en la dosimetría biológica, se basan en el recuento visual (por microscopía) de aberraciones cromosómicas en un número de células estadísticamente adecuado que, debido al tiempo que demanda dicho recuento, no resultan eficientes en casos de sobreexposiciones con víctimas múltiples, que requieren la realización de un screening rápido y la priorización de las víctimas para su atención médica. Existen tres enfoques para convertir los métodos convencionales en métodos de alto rendimiento, reduciendo los tiempos de análisis: 1) recuento con criterio de triage (reduciendo el número de células analizadas) aplicados a las técnicas de citogenética convencional (dicéntricos) y micronúcleos (MN); 2) utilización de sistemas automatizados para localización y captura de células para el recuento de dicéntricos, MN y anillos en células con condensación prematura de cromosomas (PCC-ring); y 3) trabajar en redes de dosimetría biológica (regionales e internacionales). Este último abordaje puede ser realizado enviando a los laboratorios de la red: muestras de sangre, suspensiones celulares fijadas, vidrios porta-objeto con las preparaciones celulares, o imágenes digitales vía Internet.

OBJETIVO

Describir dos ejercicios de intercomparación de resultados de estimación de dosis mediante la aplicación del ensayo de dicéntricos utilizando imágenes transmitidas electrónicamente, realizados entre 10 laboratorios participantes, en el marco de las actividades de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica (LBDNet).

METODOLOGÍA

EJERCICIO 1

OBJETIVOS: 1) Evaluar la posibilidad de utilizar imágenes de metafases transmitidas electrónicamente a partir de muestras de sangre irradiadas a dos puntos de dosis diferentes. 2) Armonizar los criterios de recuento, aceptación y rechazo de dichas imágenes.

■ Participantes: 10 países (7 de la Región Latinoamericana, 3 de Europa).

■ Total de laboratorios: 12

■ Condiciones de irradiación de las muestras de sangre: ¹³⁷Cs – Aguda. Tasa de dosis: 0,5 Gy/min.

■ Dosis: DY 0,5 Gy. DZ: 3 Gy

■ Imágenes: 100 imágenes por cada punto de dosis fueron adquiridas electrónicamente con un aumento de 63 X (Microscopio Zeiss, software Autocapt), posteriormente fueron exportadas en formato jpg. Antes de subirlas al sitio se realizó una selección de las mismas (Francia-IRSN), (Figura 1)

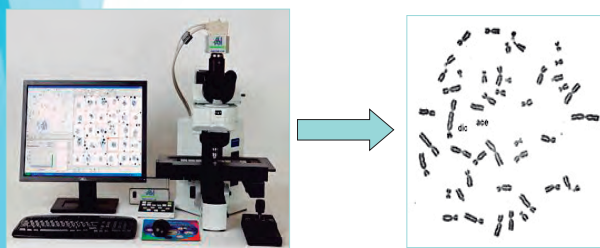


Figura 1: Metodología para la adquisición de imágenes.

EJERCICIO 2

OBJETIVO: Evaluar la capacidad de respuesta en una situación de emergencia (simulacro), en la que se solicitó a cada laboratorio realizar el recuento de un set diferente de 50 imágenes, en un plazo de dos días.

■ Participantes: 8 países (7 de la Región Latinoamericana, 1 de Europa).

■ Total de laboratorios: 10

■ Condiciones de irradiación de las muestras de sangre: Rayos X (250 KV). Tasa de dosis: 0,3 Gy/min.

■ Dosis: 0,5 Gy

■ Imágenes: 50 imágenes por lab. (2 días de análisis) y las mismas 500 imágenes para todos los labs. (1 semana de análisis). La localización de las metafases se realizó mediante el *Metaphase finder* y la adquisición de las imágenes fue manual. No fue realizada una selección previa de las imágenes antes de ser subidas al sitio web (provistas por Uruguay).

■ Análisis Estadístico

Cada laboratorio estimó las dosis utilizando su propia curva de calibración y las incertidumbres asociadas fueron calculadas siguiendo los lineamientos de los procedimientos descriptos por el OIEA. La información fue analizada de acuerdo a las normas ISO 5725 e ISO 13528:2005.

RESULTADOS

EJERCICIO 1

Table 1. Exercise 1. Results obtained from the analysis of 100 identical metaphase images from a peripheral blood sample exposed to 0.5 Gy.

Lab code	Number of scores	Number of scored cells	Number of aberrations (Dic.) or (Dic.+ring)	Frequency ($\pm$ Poisson error)	Dose, Gy (CI 95 %)	z-value (dose)
L1	1	58	3+0	0.05 $\pm$ 0.03	0.74 (0.25–1.38)	1.72
L2	1	35	0+0	—	—	-3.59
L3*	14	48	3+0	0.06 $\pm$ 0.04	0.87 (0.42–1.08)	2.69
L4*	3	49	4+0	0.08 $\pm$ 0.04	0.92 (0.54–1.19)	3.00
L5	1	50	3+0	0.06 $\pm$ 0.03	0.80 (0.09–1.24)	2.14
L6	1	45	1	0.07 $\pm$ 0.04	0.84 (0.34–1.49)	2.43
L7*	2	44	2	0.05 $\pm$ 0.03	0.71 (0.00–1.09)	1.51
L8	1	61	3	0.05 $\pm$ 0.03	0.67 (0.20–1.33)	1.22
L9*	4	46	3	0.07 $\pm$ 0.03	0.97 (0.34–1.79)	3.38
L10	1	57	4+0	0.07 $\pm$ 0.03	0.92 (0.42–1.55)	3.04

*When several operators have done the scoring, the number of cells and the number of dic.+rings presented are the mean of all scores.

Table 2. Exercise 1. Results obtained from the analysis of 100 identical metaphase images from a peripheral blood sample exposed to 3 Gy.

Lab code	Number of scores	Number of scored cells	Number of aberrations (Dic.) or (Dic.+ring)	Frequency ($\pm$ Poisson error)	Dose, Gy (CI 95 %)	z-value (dose)
L1	1	42	26+0	0.62 $\pm$ 0.12	2.97 (2.37–3.64)	-0.06
L2	1	29	21+0	0.72 $\pm$ 0.16	3.41 (2.36–4.22)	0.93
L3*	13	41	26+0	0.63 $\pm$ 0.03	3.11 (2.72–3.45)	0.25
L4*	2	37	26+0	0.70 $\pm$ 0.02	3.86 (2.40–5.77)	-0.10
L5	1	41	13+0	0.32 $\pm$ 0.09	2.01 (1.23–2.56)	-2.34
L6	1	38	12	0.32 $\pm$ 0.09	1.92 (1.36–2.57)	-3.43
L7*	2	36	26	0.72 $\pm$ 0.10	3.45 (2.83–3.98)	1.02
L8	1	53	30	0.60 $\pm$ 0.11	3.02 (2.43–3.67)	0.06
L9*	4	33	21	0.64 $\pm$ 0.02	3.23 (2.49–4.07)	0.52
L10	1	53	31+3	0.64 $\pm$ 0.10	3.03 (2.50–3.60)	0.06

*When several operators have done the scoring, the number of cells and the number of dic.+rings presented are the mean of all scores.

Notes published: "INTERLABORATORY COMPARISON OF DICENTRIC CHROMOSOME ASSAY USING ELECTRONICALLY TRANSMITTED IMAGES" Radiation Protection Dosimetry (2012), pp. 1–6.

Para ambas dosis se observó que solo el 50% de las metafases cumplieron los requisitos de aceptación para el recuento de aberraciones. Asimismo, el coeficiente de variación (CV: medida de la precisión del ejercicio) para cada una de las dosis fue de ~15 %. El análisis de veracidad (medida del sesgo del ejercicio respecto de la dosis física impartida) resultó 0,6% para 3 Gy y 37,8% para 0,5 Gy. El número de dosis estimadas clasificadas como satisfactorias, aplicando un estadístico de desempeño (z-score) de los laboratorios, fueron 3 de 10 estimaciones dosimétricas para la dosis de 0,5 Gy; y 8 de 10, para la dosis de 3,0 Gy.

EJERCICIO 2

Table 3. Exercise 2. Results obtained from the analysis of 50 different metaphase images from a peripheral blood sample exposed to 0.5 Gy.

Lab code	Number of scored cells	Number of aberrations (Dic.) or (Dic.+ring)	Frequency ($\pm$ Poisson error)	Dose, Gy (CI 95 %)	z-value (dose)
L1	46	2+0	0.04 $\pm$ 0.03	0.66 (0.15–1.43)	0.30
L2	7	0+0	—	—	-0.93
L4	23	2+0	0.09 $\pm$ 0.06	0.85 (0.09–1.47)	0.65
L4b	27	2+0	0.07 $\pm$ 0.05	0.76 (0.00–1.33)	0.49
L5	23	0+0	—	—	-0.93
L5b	33	1+0	0.03 $\pm$ 0.03	0.52 (0.00–1.00)	0.04
L6	37	10	0.27 $\pm$ 0.09	1.75 (1.22–2.41)	2.31
L7	11	1	0.09 $\pm$ 0.04	1.08 (0.00–2.29)	-0.11
L8	44	1	0.02 $\pm$ 0.02	0.39 (0.00–1.19)	-0.20
L9	26	2	0.08 $\pm$ 0.05	1.07 (0.25–2.20)	1.05

A satellite laboratory.

Table 4. Exercise 2. Results obtained from the analysis of 500 identical metaphase images from a peripheral blood sample exposed to 0.5 Gy.

Lab code	Number of scored cells	Number of aberrations (Dic.) or (Dic.+ring)	Frequency ($\pm$ Poisson error)	Dose, Gy (CI 95 %)	z-value (dose)
L1	437	12+2	0.03 $\pm$ 0.01	0.50 (0.28–0.75)	-0.00
L2	106	2+1	0.03 $\pm$ 0.02	0.48 (0.12–0.97)	-0.10
L4	289	12+2	0.05 $\pm$ 0.01	0.57 (0.32–0.77)	0.36
L4b	291	9+2	0.04 $\pm$ 0.01	0.48 (0.23–0.67)	-0.11
L5	311	27+3	0.10 $\pm$ 0.02	0.98 (0.68–1.22)	2.45
L5b	313	9+2	0.04 $\pm$ 0.01	0.50 (0.19–0.71)	0.00
L6	258	19	0.07 $\pm$ 0.02	0.80 (0.57–1.04)	1.54
L7	172	10	0.06 $\pm$ 0.02	0.82 (0.51–1.43)	1.66
L8	402	16	0.04 $\pm$ 0.01	0.58 (0.35–0.76)	0.41
L9	197	9	0.05 $\pm$ 0.02	0.78 (0.47–1.15)	1.43

A satellite laboratory.

Notes published: "INTERLABORATORY COMPARISON OF DICENTRIC CHROMOSOME ASSAY USING ELECTRONICALLY TRANSMITTED IMAGES" Radiation Protection Dosimetry (2012), pp. 1–6.

Utilizando 50 metafases, el CV en las dosis estimadas fue 79,2 % (no satisfactorio), probablemente asociado al bajo número de metafases evaluadas (50 vs. 100 en E1) y a que cada laboratorio analizó un set diferente de imágenes. El CV para las 500 células evaluadas resultó 30,3 %. El análisis de veracidad resultó más adecuado cuando se analizaron 500 imágenes (22,5%) que cuando se analizaron 50 (26,8%). El número de dosis estimadas por los laboratorios, clasificadas como satisfactorias, aplicando un test de z-score, fueron 9 de 10 para ambas, 50 y 500 imágenes analizadas.

CONCLUSIONES

Globalmente, los resultados obtenidos sustentan la aplicabilidad de la evaluación dosimétrica en redes utilizando imágenes transmitidas electrónicamente. Sin embargo, para su implementación como estrategia alternativa en situaciones accidentales con víctimas múltiples que sobrepasan las capacidades operativas de un laboratorio de dosimetría biológica, se requiere trabajar en el mejoramiento de la calidad de las imágenes y homogeneidad de las muestras (imágenes) enviadas a cada laboratorio, la armonización de los criterios de aceptación y rechazo de las imágenes analizadas y la disponibilidad de un sitio web con capacidad para almacenar un número de imágenes adecuado a los fines de una respuesta biodosimétrica en emergencia.

Actividades del Laboratorio de Dosimetría Física de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Discacciatti, A.; Carelli, J.; Menchaca, I.; Ferrufino, G. y Reyes, M.

Presentado en: IX Congreso Argentino de Protección Radiológica
Mendoza, Argentina, 2 al 4 de octubre de 2013

ACTIVIDADES DEL LABORATORIO DE DOSIMETRÍA FÍSICA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR

Discacciatti, A.; Carelli, J.; Menchaca, I.; Ferrufino, G.; Reyes, M.
adiscacciatti@arn.gob.ar; jcarelli@arn.gob.ar; imenchaca@arn.gob.ar;
gferrufino@arn.gob.ar; mreyes@arn.gob.ar

Autoridad Regulatoria Nuclear

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 $^{241}\text{AmBe}$ 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. En la actualidad se encuentra en proceso de implementación de la norma ISO 17025^[1].

El LDF es organizador de intercomparaciones de dosimetría personal y de campo para neutrones y coorganizador junto con la Comisión Nacional de Energía Atómica de intercomparaciones anuales de dosimetría personal para fotones. El LDF además presta apoyo en las mediciones de campo en el medio ambiente y en ambientes laborales a solicitud del cuerpo de inspectores en las instalaciones reguladas por la ARN.

1. INTRODUCCIÓN

El Laboratorio de Dosimetría Física (LDF) pertenece a la Subgerencia Mediciones de Radiación de la Gerencia de Apoyo Científico Técnico de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) y se encuentra ubicado en el Centro Atómico Ezeiza (CAE) de 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 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.

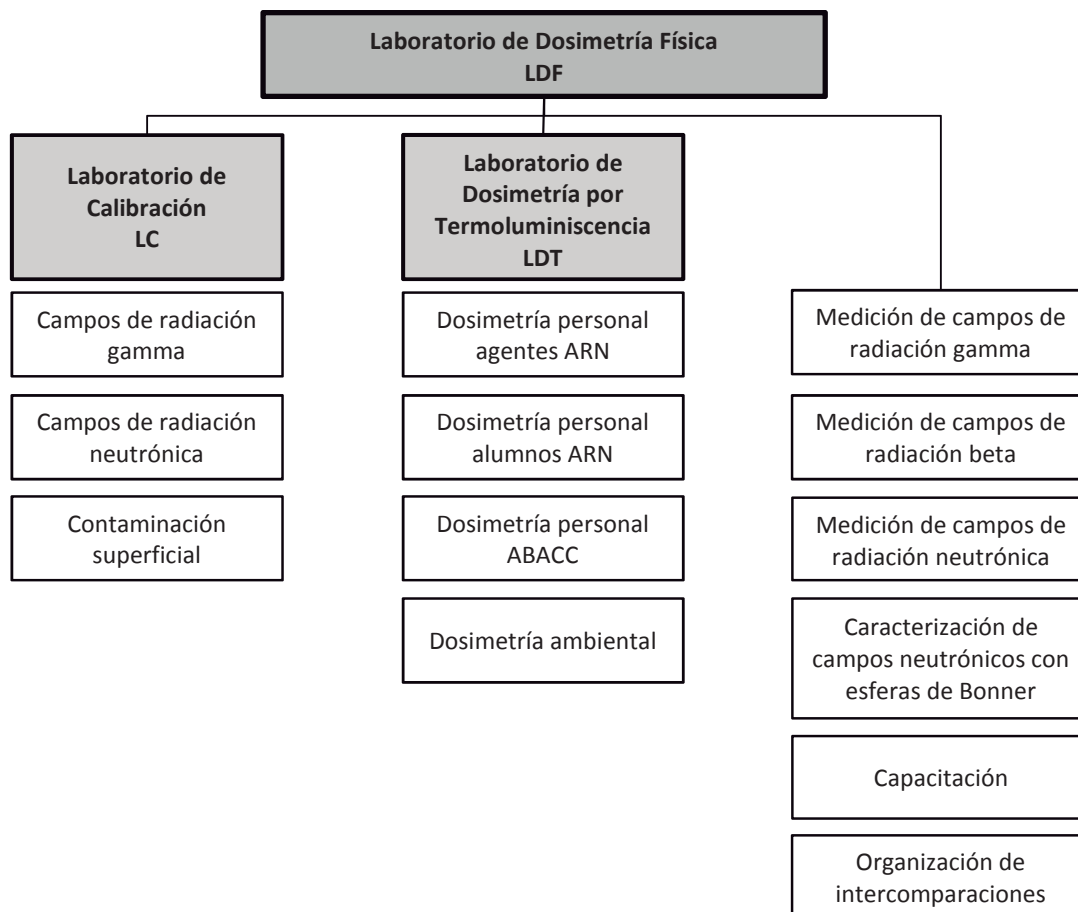


Figura 1: Estructura del LDF.

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 0,5 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 $^{241}\text{Am-Be}$, ^{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 se 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 $\mu\text{Sv/h}$
$^{252}\text{Cf} + \text{D}_2\text{O}$	300 $\mu\text{Sv/h}$ – 10 $\mu\text{Sv/h}$
$^{241}\text{Am-Be}$	300 $\mu\text{Sv/h}$ – 10 $\mu\text{Sv/h}$

Tabla 2: Fuentes superficiales de calibración del LC

Radionucleido	Fabricante	Forma y dimensión	Actividad superficial (al 07/06/13) [Bq · cm ⁻²]	Emisividad superficial (al 07/06/13) [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)

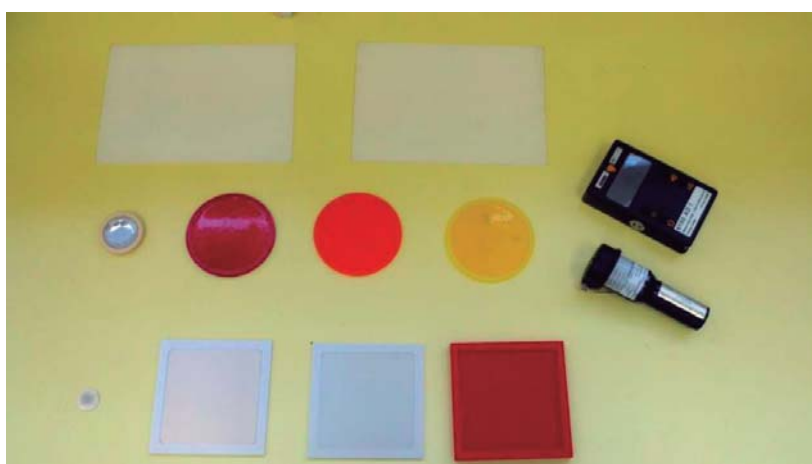


Figura 2: Fuentes superficiales del LC.

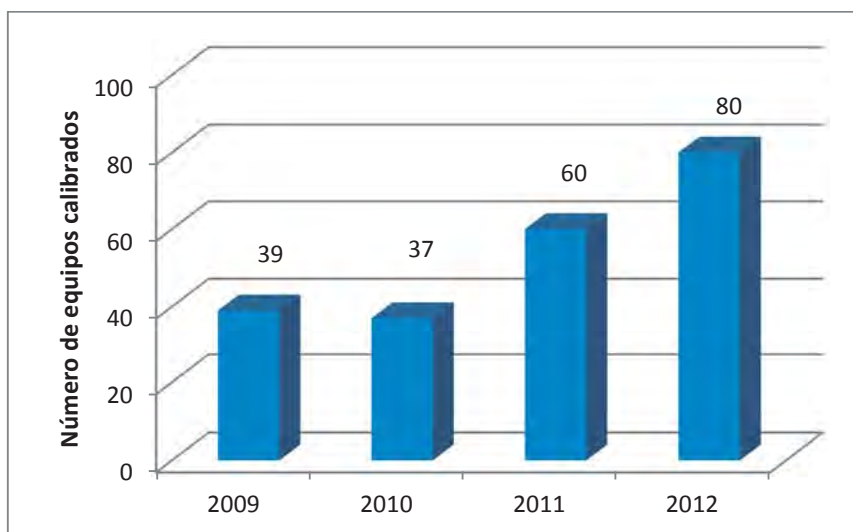


Figura 3: Número de equipos calibrados en el LC en los últimos 4 años.

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	SWGMI

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).

$$R = \frac{(M - M_0)}{Ref \cdot e^{-\lambda t}} \quad (1)$$

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.

$$F = \frac{Ref \cdot e^{-\lambda t}}{(M - M_0)} \quad (2)$$

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.

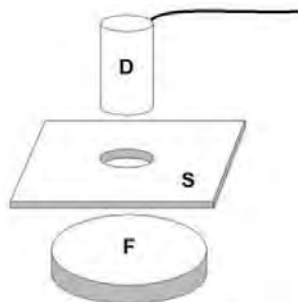


Figura 4: Conjunto Fuente (F) – Separador (S) – Detector (D).

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 H_p (10)
- Dosis equivalente personal de neutrones H_p (10)
- Dosis equivalente en extremidades H_p (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	$^7\text{LiF:Mg,Ti}$	Dosimetría gamma	3.2mm x 3.2 mm x 0.89 mm
TLD 600	$^6\text{LiF:Mg,Ti}$	Dosimetría de neutrones	3.2mm x 3.2 mm x 0.89 mm
TLD 200	$\text{CaF}_2\text{:Dy}$	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.

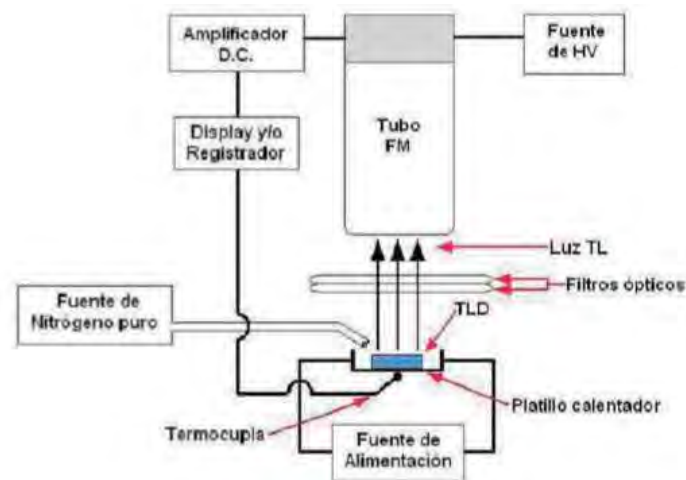


Figura 5: a- Diferentes formatos de TLD's; b- Equipo lector de TLD Harshaw 3500 y c- Esquema general de un equipo lector de TLD.

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).

$$RCF = \frac{\langle Q \rangle}{L} \quad (3)$$

Donde RCF es la respuesta del lector y $\langle Q \rangle$ 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).

$$Hp = \left(\frac{ECC * C}{RCF} \right) - F \quad (4)$$

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 fantasmas 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.

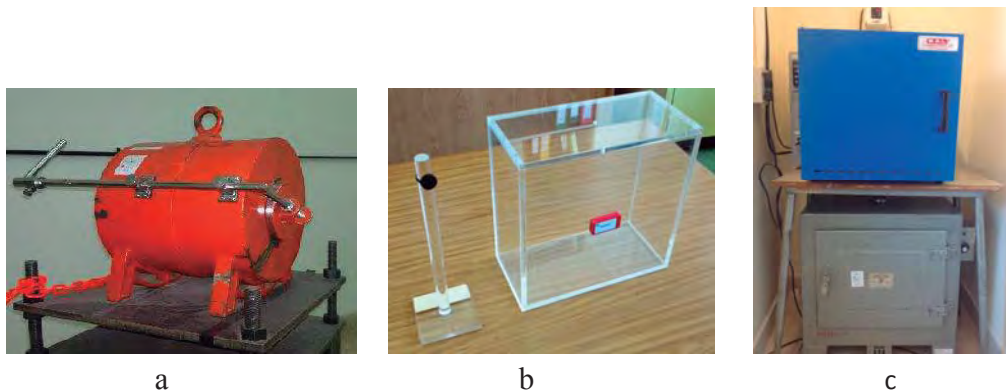


Figura 6: a- Fuente de irradiación de ^{137}Cs ; b- Fantasmas de irradiación ISO y c- Hornos mufla del LDT

4. MEDICIÓN DE CAMPOS DE RADIACIÓN

El LDF opera a requerimiento de los grupos de interés dentro de la ARN prestando apoyo 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. 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- Automes 6150; b- Automes 6150 con sonda Automes 6150AD17; c- Automes 6150 con sonda Automes 6150AD18; d- Automes 6150 con sonda Automes 6150AD 15; e- Automes 6150 con sonda Automes 6150AD-k; f- Automes 6150 con sonda Automes 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 beta se realiza con las sondas de flujo de partículas como la Automes 6150AD17 o la Automes 6150AD-k y la utilización de factores dosimétricos, de uso y de ocupación.

Fuera del recinto donde opere un reactor nuclear no se espera la presencia de neutrones en ambientes de trabajo. Si en una instalación se utilizaran fotones de más de 6 MeV aparecería el fenómeno de la generación de fotoneutrones, siendo este el proceso por el cual a partir del impacto de un fotón en un núcleo, éste responde emitiendo un neutrón. Un tipo

de instalación en donde esto ocurre es en los centros de radioterapia que posean equipos de teleterapia con potencial acelerador de más de 12 MV. Ciertamente, con más de 6 MV existe la posibilidad de generación de fotoneutrones, sin embargo, de la experiencia acumulada por el laboratorio, sabemos que no se detectan neutrones hasta alcanzar los 12 MV de aceleración aunque a éste potencial no presentan una dosis medible con los medios normales de monitoreo. Es a los 18 MV cuando pasa a ser de importancia la componente neutrónica de la dosis efectiva total que recibe un trabajador. En la Etapa de Diseño de las salas de irradiación de pacientes, se calculan para que el material, grosor y disposición de los blindajes junto al largo de los laberintos garantice que la dosis neutrónica por fuera de ellas sea tal que no requiera monitoreo. Este esfuerzo de diseño en la etapa de Puesta en Funcionamiento debe ser verificado por la ARN. Igual tarea de diseño y control se da en los ciclotrones de producción médica.

Varios sectores de la ARN, como por ejemplo el encargado de Transportes o el de Mediciones Industriales, monitorean campos de neutrones como puede darse al controlar medidores de densidad o depósitos de fuentes de neutrones en uso para la prospección de pozos petrolíferos. El LDF relevó campos de neutrones en depósitos de la instalación del Área Gestión Residuos de la CNEA y en CONUAR. Por razones de radioprotección, buscando garantizar la ausencia de fugas de neutrones y caracterizar tasas de dosis, se estudió el campo de neutrones en la zona de trabajo alrededor de la columna térmica del RA-3 en diferentes momentos de operación. También en el RA-3, para lograr un haz de neutrones que fue luego utilizado para irradiar en una intercomparación, se ha caracterizado un punto particular a la salida de una columna de irradiación.

Usualmente se estima la dosis efectiva debida a neutrones midiendo la tasa de dosis equivalente ambiental con la asistencia de rémetros como el Berthold LB 6411 y el espectro de tasa de fluencia neutrónico con el sistema de esferas de Bonner.

Para cumplir estas funciones es que la ARN posee rémetros como el LUDLUM 12-4, el LB 6411, el SWENDI-2 y el NM-2. El LDF posee un ejemplar de los últimos tres y también dos juegos de esferas moderadoras de Bonner. Las esferas de Bonner son bolas de polietileno que actúan de moderador del campo exterior para que el detector de neutrones térmicos colocado en su centro pueda contar neutrones en campos de diferente energía. Uno de estos juegos se usa con detectores activos y el otro con detectores pasivos. El Sistema Espectrométrico de Bonner en su versión activa comprende un juego de esferas moderadoras junto a un detector de neutrones térmicos como el contador proporcional de ^3He SP3 de CENTRONIC que actualmente se utiliza. Para procesar los pulsos nucleares procedentes del SP3 se emplea un preamplificador ORTEC 142-PC y diferentes amplificadores/multicanales como el Nomad Plus o el DigiDART de ORTEC junto a su fuente de tensión. Estos multicanales conectados a una PC portátil cargada con un software de adquisición como el MAESTRO32 permiten lograr los espectros de salida del SP3. Se toman conjuntos de espectros en un mismo campo de neutrones estando el SP3 sólo o introducido en estas esferas de Bonner. La combinación de esta información mediante un código de deconvolución permite conocer el espectro de fluencia de neutrones del lugar.

5. SISTEMA DE CALIDAD

Como parte del aseguramiento de la calidad, el LDF participa en intercomparaciones en forma rutinaria. El Laboratorio de Calibración realiza intercomparaciones con el Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica. En la Figura 8 se presenta el resultado del último ejercicio realizado para la intercomparación de un detector portátil de tasa de dosis Automess 6150AD5H.

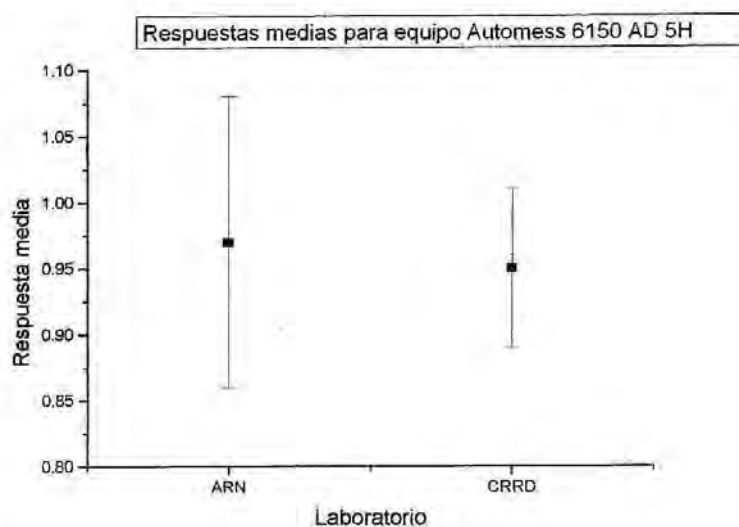


Figura 8: Resultado de la intercomparación realizada en 2012 con el CRRD en términos de equivalente de dosis ambiental, $H^*(10)$

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 actualmente en tareas de implementación de la norma IRAM 301 (ISO 17025) para acreditar en la magnitud de Dosis Equivalente Personal $H_p(10)$ para gamma. 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. En la figura 9 se observan los resultados del LDT en la última participación de la intercomparación realizada en el año 2012, de acuerdo a los criterios de la Norma IRAM-ISO 14146:2002 [3].



Figura 8: Certificado de acreditación del LDF para su Laboratorio de Calibración



Intercomparación EURADOS - 2012 Resultados del Laboratorio ARN

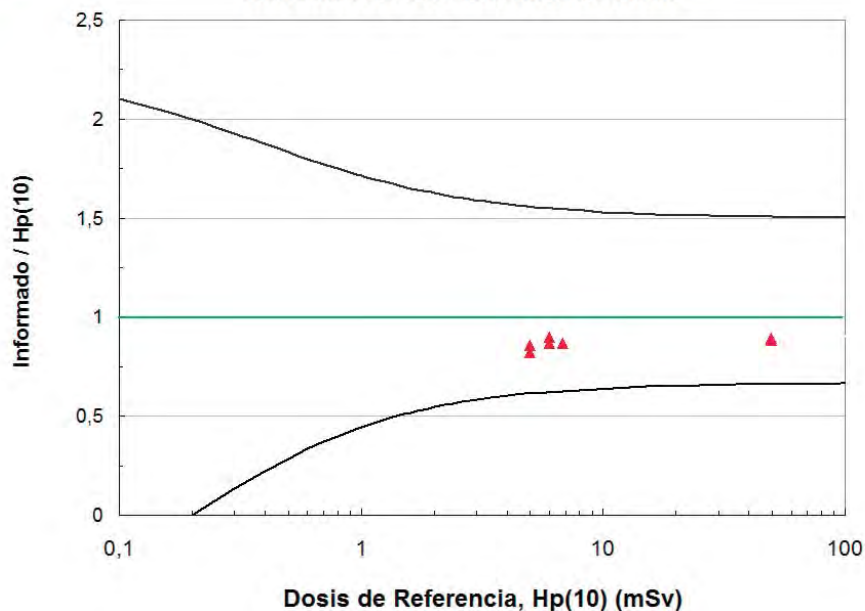


Figura 9: Resultados de la participación en la intercomparación EURADOS 2012

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 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 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 ejercicio de intercomparación son las siguientes:

- Radiación Gamma: Cs-137 y Co-60
- Rayos X: calidades ISO 4037 W60, W80, W110 y W200

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).

$$\frac{1}{1.5} \left(1 - \frac{2 H_0}{H_0 + H_r}\right) \leq \frac{H_m}{H_r} \leq 1.5 \left(1 + \frac{H_0}{2 H_0 + H_r}\right) \quad (5)$$

Donde H_r es el valor de dosis verdadero convencional; H_m es el resultado informado por cada laboratorio participante y H_0 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 10 se presentan los resultados correspondientes al último ejercicio de intercomparación efectuado en el año 2011.

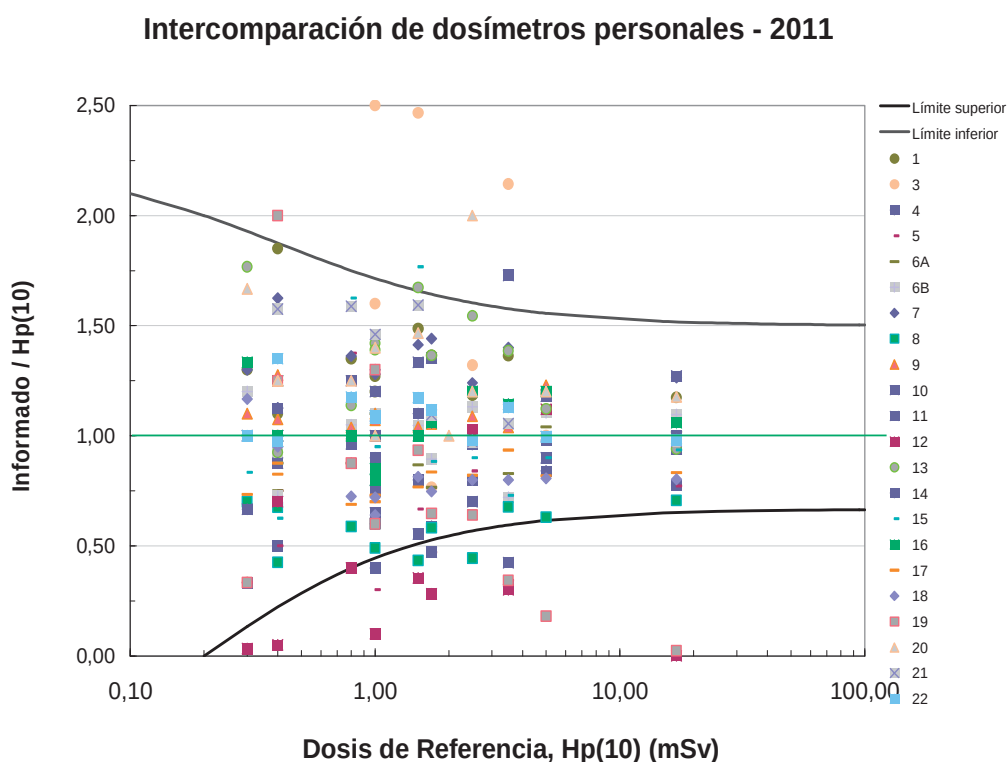


Figura 10: Resultados del ejercicio de intercomparación organizado por la el LDF – ARN y el CRRD - CNEA en el año 2011

6.2 Dosimetría de neutrones

Durante el año 2012 el LDF, a través del Laboratorio de Neutrones, organizó la Primera 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 $^{241}\text{Am-Be}$. Fueron invitados a participar los servicios de dosimetría nacionales incluyendo a las centrales nucleares de potencia, a un laboratorio de la República Federativa de Brasil y al servicio de dosimetría de la misma ARN. Se presentaron 8 laboratorios con detectores pasivos basados en TLD y CR-39 junto a un detector activo. 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 38% de los servicios de dosimetría personal de neutrones son aceptables.

La magnitud a evaluar fue la Dosis Equivalente Personal $\text{Hp}(10)$ de neutrones. En la tabla 7 se detallan las dosis entregadas y en la figura 11 el resumen de resultados.

Tabla 7: Fuentes y dosis $\text{Hp}(10)$ de neutrones entregadas en la intercomparación

Fuente ISO	$\text{Hp}(10)$ (Primera irradiación) [mSv]	$\text{Hp}(10)$ (Segunda irradiación) [mSv]	$\text{Hp}(10)$ (Tercera irradiación) [mSv]
^{252}Cf	1,1	2,0	3,0
$^{252}\text{Cf}+\text{D}_2\text{O}+\text{Cd}$	0,8	0,9	1,1
$^{241}\text{Am-Be}$	0,5	1,0	1,5

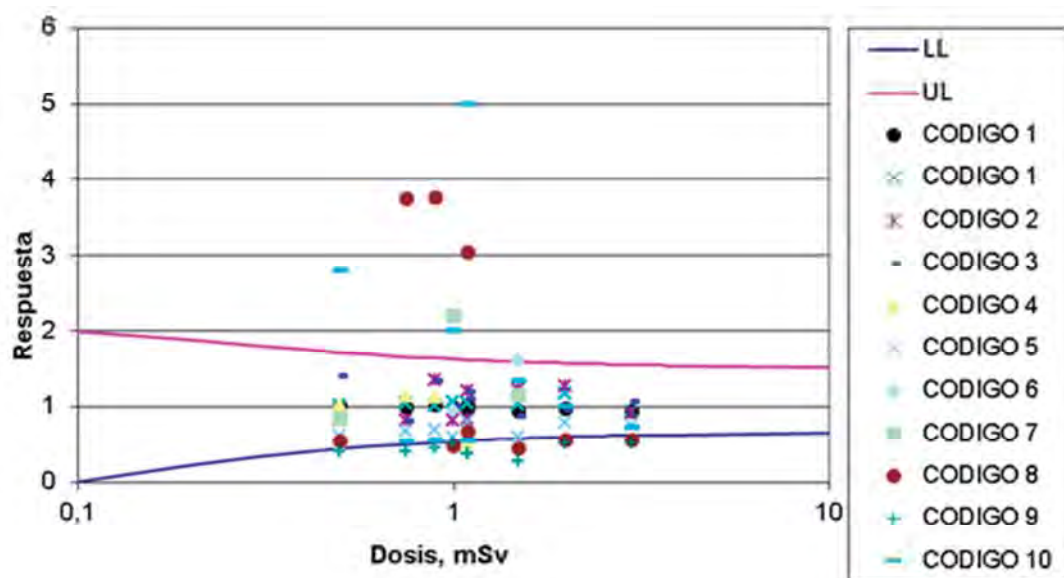


Figura 11: Respuestas de los participantes en todos los campos neutrónicos

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 descritos 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.

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”.

Actividades del Laboratorio de Dosimetría Física de la Autoridad Regulatoria Nuclear



Adrián Discacciatti, Jorge Carelli, Gabriel Ferrufino, Ignacio Menchaca, Martín Reyes
Autoridad Regulatoria Nuclear, República 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 colabora en el dictado de 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 16 mSv/h y 0.5 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 $^{241}\text{Am-Be}$, ^{252}Cf y ^{252}Cf -moderado en un rango de tasa de dosis comprendido entre 1 $\mu\text{Sv/h}$ y 1 mSv/h para las 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 emisividad superficial (las partículas que emite por unidad de tiempo y de área) 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 fantasmas ISO (d).



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 a requerimiento de los grupos de interés dentro de la ARN prestando apoyo 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

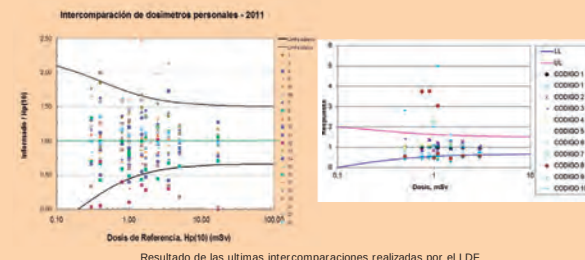
Como parte del aseguramiento de la calidad, el LDF participa en intercomparaciones en forma rutinaria. El LC realiza intercomparaciones con el Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica. El LC se encuentra acreditado por el Organismo Argentino de Acreditación bajo la norma IRAM 301 (ISO 17025). El LDT se encuentra actualmente en tareas de implementación de la norma IRAM 301 (ISO 17025) y participa satisfactoriamente desde hace años en las intercomparaciones realizadas por el grupo EURADOS.



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.

Durante el año 2012 el LDF, a través del Laboratorio de Neutrones, organizó la Primera 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 $^{241}\text{Am-Be}$. Fueron invitados a participar los servicios de dosimetría nacionales incluyendo a las centrales nucleares de potencia, a un laboratorio de la República Federativa de Brasil y al servicio de dosimetría de la misma ARN. Las irradiaciones fueron realizadas siguiendo los requerimientos de la norma ISO 8529.



Resultado de las últimas intercomparaciones realizadas por el LDF

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.

Control dosimétrico en gammagrafía industrial en Argentina

Ermacora, M.G.; Alonso, M.T. y Pagni, I.R.

Presentado en: IX Congreso Argentino de Protección Radiológica
Mendoza, Argentina, 2 al 4 de octubre de 2013

CONTROL DOSIMÉTRICO EN GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN ARGENTINA

Ermacora M.G.¹, Alonso M.T., Pagni I.R.

Autoridad Regulatoria Nuclear

RESUMEN

En el marco del accionar regulatorio en relación con las actividades de gammagrafía industrial en Argentina se realiza un análisis de las distribuciones de dosis anuales en el período 2007 – 2012 del personal ocupacionalmente expuesto afectado a esta práctica, tanto operadores como ayudantes. En los últimos años ha habido un incremento en los valores de dosis individuales así como en el número de empresas con personal con dosis más altas que la media, lo que ha conllevado a un seguimiento más intensivo con los titulares de licencia de operación y responsables por la seguridad radiológica en la temática de optimización de los trabajos “en campo”, así como a un fortalecimiento en el aporte de información al respecto durante la realización de inspecciones y en toda otra oportunidad de capacitación impartida por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). Asimismo, el Directorio de la ARN ha resuelto establecer requisitos que deben cumplir los Titulares de Licencia de Operación a fin de garantizar la confiabilidad de las mediciones de las dosis debidas a la exposición externa del personal afectado al control dosimétrico individual.

El objetivo de este trabajo es presentar el estado de situación de la práctica de gammagrafía industrial en Argentina en relación con la dosimetría personal y las acciones implementadas como aporte a la mejora continua en materia de radioprotección.

1. INTRODUCCIÓN

La gammagrafía industrial es una técnica de uso extendido como método de ensayo no destructivo en Argentina, destinada al control de calidad de materiales. Dadas las características operacionales y las actividades de las fuentes radiactivas involucradas, esta actividad es considerada de un riesgo radiológico significativo. Por este motivo, reviste particular importancia el relevamiento de las dosis recibidas por el personal ocupacionalmente expuesto y la prevención de accidentes a partir de las lecciones aprendidas en esta materia [1]. En este sentido, la norma AR 7.9.1 “Operación de equipos de gammagrafía industrial”, Rev. 3 [2], establece que debe llevarse a cabo el control dosimétrico individual de los trabajadores en los casos que corresponda y que deben ser asignados dosímetros individuales integradores de lectura diferida asignando uno a cada persona afectada a tareas de gammagrafía, que permitiría la determinación de dosis entre 0,5 mSv y 0,6 Sv. Asimismo, la dosimetría individual sólo podrá ser llevada a cabo por servicios de dosimetría que participen en ejercicios periódicos de intercomparación efectuados por entidades reconocidas por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).

El objetivo de este trabajo es presentar el estado de situación de la práctica de gammagrafía industrial en Argentina en relación con la dosimetría personal y las acciones implementadas al respecto por parte de la ARN como aporte a la mejora continua en materia de radioprotección.

¹ E-mail del Autor. mermacora@arn.gob.ar

2. MÉTODOS

Los datos evaluados fueron obtenidos de la base de datos que dispone la ARN para ejercer sus funciones de regulación y fiscalización, la cual es actualizada en forma continua con los datos requeridos a los usuarios en cumplimiento de las normas establecidas. Los valores de dosis anuales corresponden a los de operadores y ayudantes, informados por las empresas que han realizado y/o realizan actividades de gammagrafía industrial en Argentina en el período comprendido entre los años 2007 y 2012. Actualmente hay 70 empresas poseedoras de Licencia de Operación para este propósito de uso de material radiactivo, 308 operadores con Permiso Individual vigente y un número estimado de 300 ayudantes.

Los dosímetros integradores de lectura diferida utilizados han sido de emulsión fotográfica o detectores termoluminiscentes (TLD), siendo los primeros los de uso más extendido.

3. RESULTADOS

3.1. Dosimetría del personal ocupacionalmente expuesto

Cabe destacar que los requisitos para la seguridad radiológica de las instalaciones y de las prácticas no rutinarias incluyen –entre otras cosas- la medición de las dosis debidas a la exposición externa del personal afectado al control dosimétrico individual, la cual es efectuada por servicios o laboratorios de dosimetría personal.

En este sentido, la ARN organiza conjuntamente con el Centro Regional de Referencia para la Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica (patrón secundario del país) y con Radiofísica Sanitaria del Ministerio de Salud de la Nación, ejercicios periódicos de intercomparación de dosimetría personal debida a la exposición externa, de alcance nacional, que están basados en metodologías y criterios internacionalmente aceptados, y en los que participan voluntariamente servicios o laboratorios de dosimetría personal, cuya intervención en los referidos ejercicios permite verificar la confiabilidad de las mediciones de dosis que informan. Mediante este ejercicio se analiza la respuesta de los distintos servicios de dosimetría personal a un amplio rango de energías y dosis.

A modo de ejemplo, a continuación la figura 1 presenta un gráfico que incluye los resultados del ejercicio de intercomparación dosimétrica realizado en el año 2011 [3], donde los resultados incluidos dentro de las curvas limitantes son correctos.

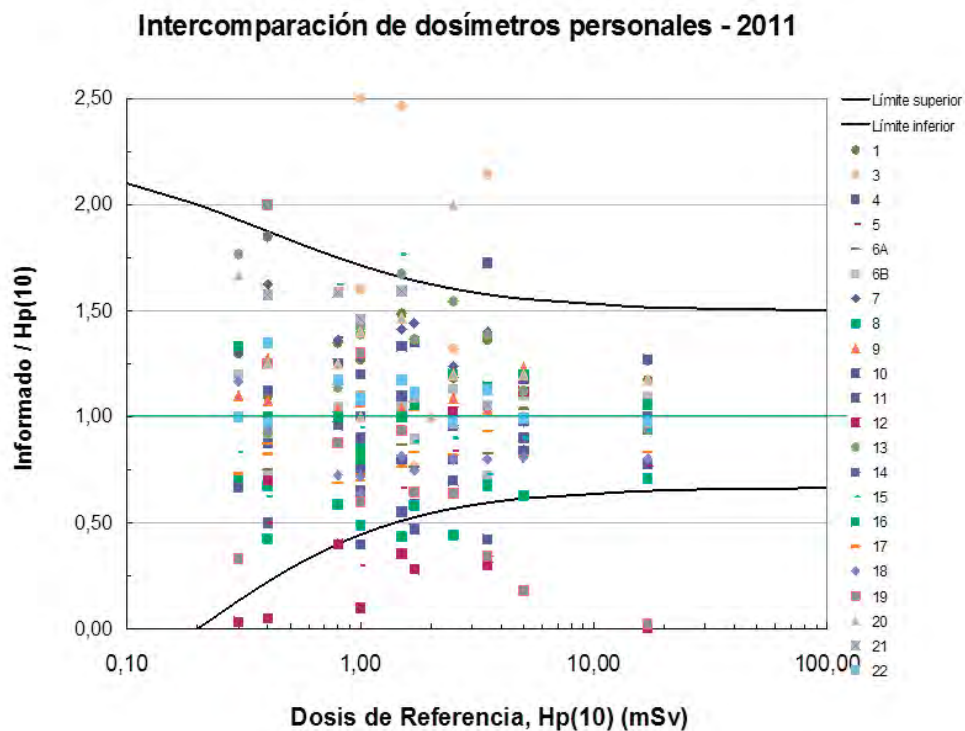


Figura 1. Resultados de la intercomparación dosimétrica realizada en 2011.

Las siguientes figuras presentan las distribuciones de dosis anuales en trabajadores ocupacionalmente expuestos (operadores y ayudantes) en la práctica de gammagrafía industrial correspondientes al período comprendido entre los años 2007 y 2012.

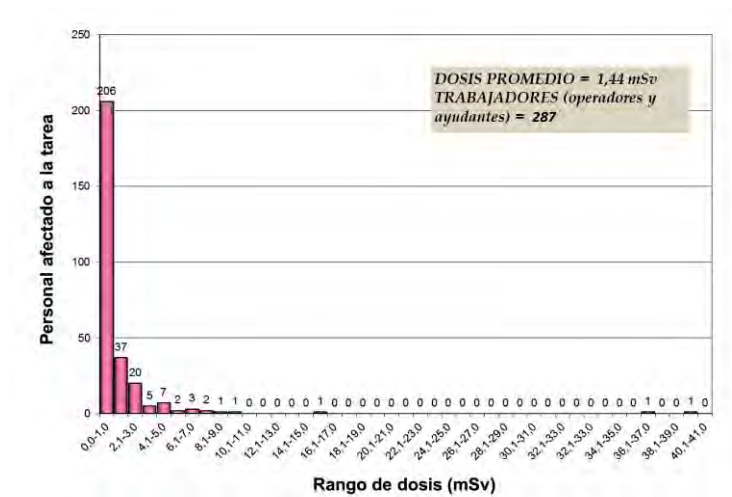


Figura 2. Distribución de dosis correspondiente al año 2007

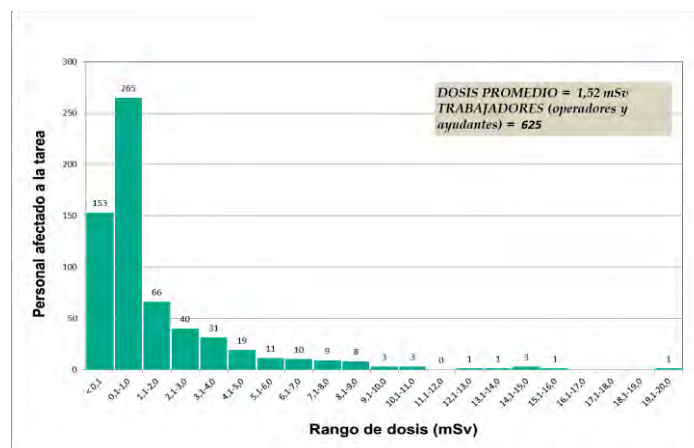


Figura 3. Distribución de dosis correspondiente al año 2008

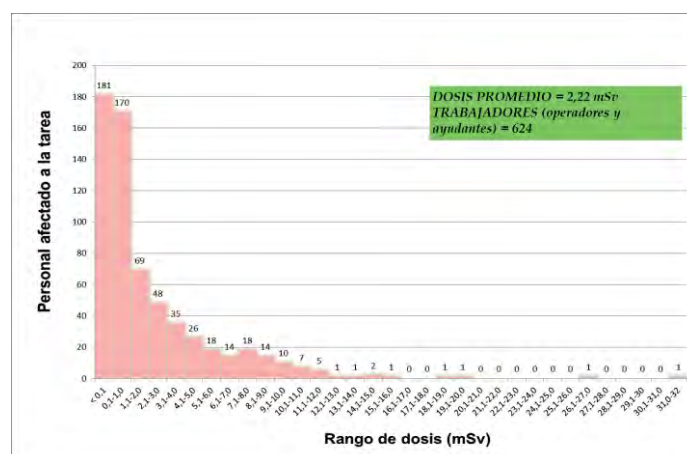


Figura 4. Distribución de dosis correspondiente al año 2009

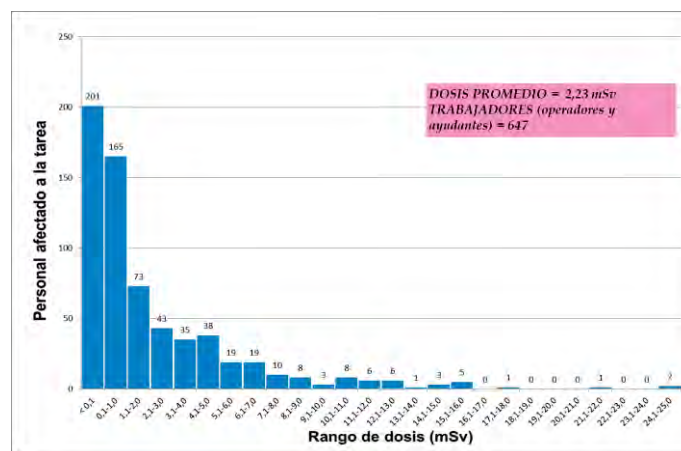


Figura 5. Distribución de dosis correspondiente al año 2010

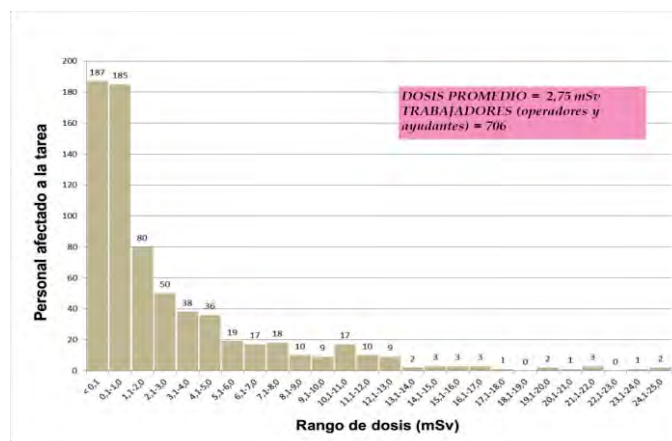


Figura 6. Distribución de dosis correspondiente al año 2011

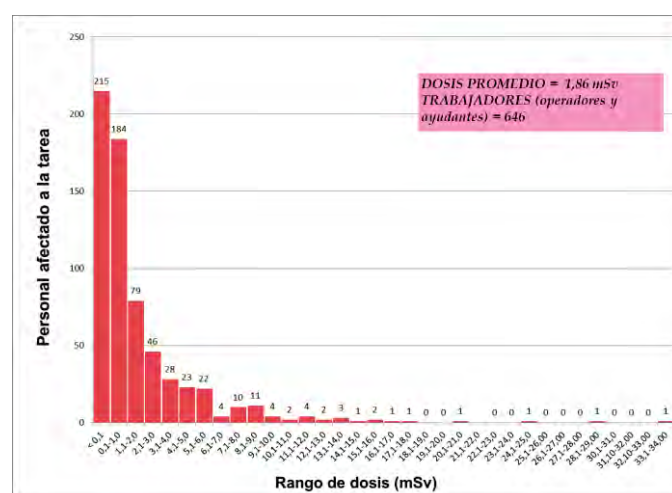


Figura 7. Distribución de dosis correspondiente al año 2012

En los últimos años ha existido un incremento de valores elevados de dosis. En una primera instancia, los informes de las empresas de gammagrafía fundamentaban estos valores en errores en el cumplimiento de los procedimientos de operación, por ejemplo dejar los dosímetros en las cajas de herramientas próximas a la fuente expuesta o colocarlos cerca del proyector durante el transporte. Posteriormente y como resultado de la fiscalización, las causas asignadas a los valores elevados de dosis tanto por el responsable por la seguridad radiológica como por todo otro personal ocupacionalmente expuesto han estado relacionadas con el aumento de la demanda laboral, que se traduce en el aumento de la cantidad de horas de exposición y radiografías a tomar. Otro aspecto relacionado con la alta demanda laboral está vinculado a la utilización de fuentes de alta actividad, y relacionado con esto, tiempos de exposición muy cortos, que impiden que el operador tome distancia adecuada de la fuente expuesta en los casos que por cuestiones operativas se dificulta la colocación de un adecuado blindaje, y que implican la recepción de mayores dosis en el operador durante el paso de la fuente radiactiva por el tubo guía. Asimismo, algunos de estos valores altos han estado

relacionados con procedimientos de rescate, con incidentes en los que la fuente quedó expuesta habiendo ignorado las alarmas de los monitores de radiación o con la repetición de exposiciones por falta de adecuado conocimiento de la técnica de radiografiado. Cabe mencionar que la práctica de los operadores y ayudantes que trabajan en centrales nucleares se realiza en zona controlada por lo que las dosis resultantes tienen la contribución adicional del fondo de radiación (a diferencia de los otros trabajadores).

Otro de los aspectos a destacar tiene que ver con las dosis por debajo del límite de detección, el cual en la mayoría de las empresas prestadoras de servicio es 0,1 mSv. Estos valores, que sesgan significativamente el promedio de dosis anual, no son representativos de las dosis que reciben los trabajadores en la operación pues el dosímetro pudo no haber sido utilizado por dos motivos: incumplimiento de los procedimientos en la operación, o disponibilidad de dosímetros en la empresa asignados a personal no afectado a la práctica de gammagrafía o a trabajadores que realizan prácticas sólo esporádicamente.

3.2. Acciones implementadas

El incremento registrado en los valores de dosis individuales así como en el número de empresas con personal con dosis más altas que la media ha conllevado a un seguimiento más intensivo con los titulares de licencia de operación y responsables por la seguridad radiológica en la temática de optimización de los trabajos “en campo”, así como a un fortalecimiento en el aporte de información al respecto durante la realización de inspecciones y en toda otra oportunidad de capacitación impartida por la ARN.

En el análisis de estas situaciones con los titulares de licencia y responsables por la seguridad radiológica se trabaja en la revisión de procedimientos operativos y en el estado de alerta que el personal tiene durante la operación, promoviendo la cultura de seguridad, ya que en general en los titulares hay un desconocimiento de las causas que conllevan a estas dosis.

La ARN participa activamente en su rol de docente y examinador en los cursos de capacitación de operadores. Asimismo, en el año 2012 la ARN ha organizado una Jornada de Actualización en Gammagrafía Industrial a la que fueron invitados personal e instituciones licenciados para llevar a cabo esta práctica, la cual tuvo por objetivo compartir las lecciones aprendidas en la aplicación de la gammagrafía industrial, las cuales son la base de los nuevos lineamientos internacionales a fin de contribuir a la mejora continua de la seguridad. Entre los temas desarrollados durante la misma, el análisis de la dosimetría ocupacional así como la revisión de criterios para optimizar los procedimientos de operación fueron de gran interés para los participantes.

Por otra parte, el Directorio de la ARN ha resuelto establecer requisitos que deben cumplir los Titulares de Licencia de Operación o Autorización no Rutinaria a fin de garantizar la confiabilidad de las mediciones de las dosis debidas a la exposición externa del personal afectado al control dosimétrico individual. Dichas mediciones deben ajustarse a criterios de confiabilidad aceptados por la ARN, en particular el cumplimiento de la Norma IRAM-ISO 14146 [4] en la que se describen los criterios y los procedimientos de ensayo específicos para la verificación periódica del desempeño de los laboratorios que prestan este servicio.

Atento a lo expuesto, la ARN, en función de las facultades que le confiere la Ley Nacional de la Actividad Nuclear (Ley 24804) [5] [6], por intermedio de su Directorio resolvió [7]

establecer que todo Titular de Licencia de Operación o de Autorización de Práctica no Rutinaria (lo cual es aplicable a gammagrafía industrial) que posee personal afectado al control dosimétrico individual, debe acreditar a satisfacción de la ARN que las dosis debidas a la exposición externa de dicho personal son medidas por un servicio o laboratorio de dosimetría personal -propio de la instalación o externo a la misma- que cumpla los siguientes requisitos:

- a) Participar en ejercicios al menos bienales de intercomparación dosimétrica organizados por la ARN o en ejercicios periódicos equivalentes que sean organizados por una institución reconocida internacionalmente, la que deberá ser aceptada por la ARN analizando caso por caso.
- b) Cumplir con los requisitos del Punto 7 “Límites de desempeño” de la Norma IRAM-ISO 14146, el cual se transcribe a continuación:

Para cada dosímetro irradiado, la razón R entre el valor de dosis medido H_s y el valor verdadero convencional H_c dada por

$$R = \frac{H_s}{H_c} \quad (1)$$

debe satisfacer la siguiente condición:

$$\frac{1}{F} \left\{ 1 - \frac{2H_o}{H_o + H_c} \right\} \leq R \leq F \left\{ 1 + \frac{H_o}{2H_o + H_c} \right\} \quad (2)$$

donde:

F factor que limita el error máximo del sistema de dosimetría para altos valores de dosis;

H_o límite inferior del intervalo de la dosis establecido en el punto 6.3;

F debe ser igual a 1,5, de acuerdo con el ICRP 35 [8].

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

- c) Tener la capacidad de informar la dosis en el intervalo comprendido entre 0,2 mSv y 1 Sv.
- d) Poseer un sistema de gestión de la calidad en el que se incluyan los aspectos técnicos y administrativos de la dosimetría personal, teniendo en cuenta las recomendaciones nacionales e internacionales en la materia.

Asimismo, se ha establecido que el Titular de Licencia de Operación o el Titular de Autorización de Práctica no Rutinaria que a la fecha de puesta en vigencia de esta Resolución esté comprendido dentro del alcance de la misma, dispone de un plazo que vence el día 31 de diciembre de 2014 para ajustarse a los términos de la misma.

4. CONCLUSIONES

La ARN ha considerado necesario establecer requisitos a fin de garantizar la confiabilidad de las mediciones de las dosis debidas a la exposición externa del personal afectado al control dosimétrico individual.

En función de esto, el Directorio de la ARN ha emitido una Resolución al respecto, la cual redundará en un beneficio significativo particularmente en la práctica de gammagrafía industrial, considerando que la misma es llevada a cabo con fuentes de alta actividad ubicadas en equipos portátiles y que por ende puede inducir a la recepción de mayores dosis por parte del personal ocupacionalmente expuesto.

Esta decisión regulatoria es una nueva demostración del interés permanente de esta Autoridad en fortalecer la seguridad radiológica en todo el ámbito del país entendiendo que esta tarea es posible sólo si se realiza en forma conjunta con todos los involucrados en las aplicaciones de las fuentes de radiación.

5. REFERENCIAS

1. International Atomic Energy Agency, “Lessons learned from accidents in industrial radiography”, IAEA Safety Reports Series No. 7, IAEA, Vienna, Austria, (1998). 57 p.
2. Autoridad Regulatoria Nuclear, “Operación de equipos de gammagrafía industrial” Norma AR 7.9.1, Rev. 3, ARN, Buenos Aires, Argentina, (2010), http://www.arn.gob.ar/images/stories/que_hace_la_ARN/resena_de_actividades/marco_regulatorio/normas_regulatorias/7-9-1_R3.pdf
3. Ferrufino, G. A., Discacciatti, P. A., López, F. O., “Resultados del Noveno Ejercicio de Intercomparacion de Servicios de Dosimetría Personal Realizado en la República Argentina en el Año 2011”, IX Congreso Argentino de Protección Radiológica, Mendoza, Argentina, 2 al 4 de octubre de 2013.
4. Norma IRAM-ISO 14146:2002 Rev.1, Protección radiológica. Criterios y límites de desempeño para la evaluación periódica de laboratorios de servicio de dosimetría personal para radiación X y gamma. IRAM. Buenos Aires, Argentina, (31/01/2002). 11 p.
5. Ley N° 24.804. Ley nacional de actividad nuclear. Boletín Oficial de la República Argentina. Buenos Aires, 23 de Abril de 1997.
6. Decreto 1390/98 de la Ley N° 24.804. Apruébase la reglamentación de la ley n° 24804. Boletín Oficial de la República Argentina. Buenos Aires, 04 de Diciembre de 1998.
7. Resolución N° 180/13. Autoridad Regulatoria Nuclear. Boletín Oficial de la República Argentina. Buenos Aires, 11 de junio de 2013.
8. ICRP Publication 35-General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers-, International Commission on Radiological Protection, Oxford, 1982.

CONTROL DOSIMÉTRICO EN GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN ARGENTINA

Marcela G. Ermacora; María T. Alonso; Irene R. Pagni

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Av. del Libertador 8250, C1429BNP
Buenos Aires, Argentina



1. Introducción

- La gammagrafía industrial (GI) es una técnica de uso extendido como método de ensayo no destructivo en Argentina, destinada al control de calidad de materiales.
- Dadas las características operacionales y las actividades de las fuentes radiactivas involucradas, esta actividad es considerada de un riesgo radiológico significativo, por lo cual reviste particular importancia el relevamiento de las dosis recibidas por el personal ocupacionalmente expuesto.
- La norma AR 7.9.1 establece que:
 - Debe llevarse a cabo el control dosimétrico individual de los trabajadores.
 - Deben ser asignados dosímetros individuales integradores de lectura diferida asignando uno a cada persona afectada a tareas de gammagrafía, que permitiría la determinación de dosis entre 0,5 mSv y 0,6 Sv.
 - La dosimetría individual sólo podrá ser llevada a cabo por servicios de dosimetría que participen en ejercicios periódicos de intercomparación efectuados por entidades reconocidas por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).

2. Objetivos

Presentar el estado de situación de la práctica de GI en Argentina en relación con la dosimetría personal y las acciones implementadas al respecto por parte de la ARN como aporte a la mejora continua en materia de radioprotección.

3. Materiales y Métodos

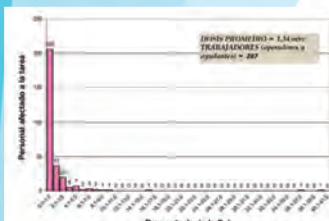
Los datos evaluados fueron obtenidos de la base de datos que dispone la ARN para ejercer sus funciones de regulación y fiscalización, la cual es actualizada en forma continua con los datos requeridos a los usuarios en cumplimiento de las normas establecidas.

Los valores de dosis anuales corresponden a los de operadores y ayudantes, informados por las empresas de GI entre 2007 y 2012. Actualmente hay 70 empresas con Licencia de Operación, 308 operadores con Permiso Individual vigente y 338 ayudantes.

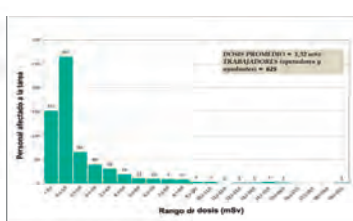
Los dosímetros integradores de lectura diferida utilizados han sido de emulsión fotográfica o detectores termoluminiscentes (TLD).

4. Resultados

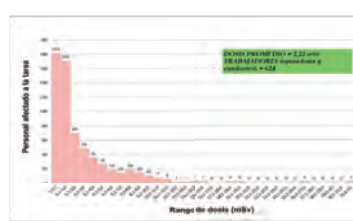
Dosimetría del personal ocupacionalmente expuesto



Distribución de dosis correspondiente al año 2007



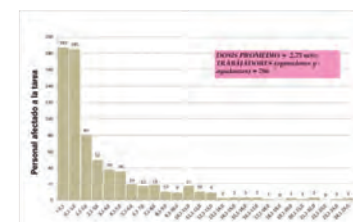
Distribución de dosis correspondiente al año 2008



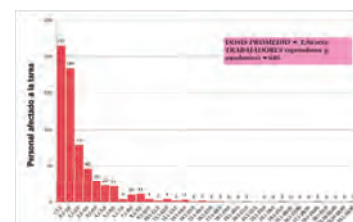
Distribución de dosis correspondiente al año 2009



Distribución de dosis correspondiente al año 2010

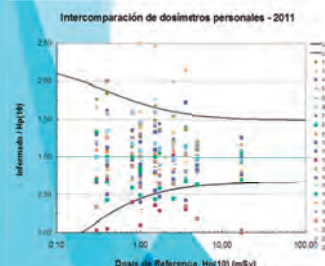


Distribución de dosis correspondiente al año 2011



Distribución de dosis correspondiente al año 2012

El incremento registrado en los valores de dosis individuales así como en el número de empresas con personal con dosis más altas que la media ha conllevado a un seguimiento más intensivo con los titulares de Licencia de Operación y responsables por la seguridad radiológica en la temática de optimización de los trabajos "en campo", así como a un fortalecimiento en el aporte de información al respecto durante la realización de inspecciones y en toda otra oportunidad de capacitación impartida por la ARN. Se trabaja en la revisión de procedimientos operativos y en el estado de alerta que el personal tiene durante la operación, promoviendo la cultura de seguridad.



La ARN organiza conjuntamente con el Centro Regional de Referencia para la Dosimetría de la CNEA (patrón secundario del país) y con Radiofísica Sanitaria del Ministerio de Salud de la Nación, ejercicios periódicos de intercomparación de dosimetría personal debida a la exposición externa, basados en metodologías y criterios internacionalmente aceptados, y en los que participan voluntariamente laboratorios, cuya intervención en los referidos ejercicios permite verificar la confiabilidad de las mediciones de dosis que informan.

El Directorio de la ARN resolvió establecer requisitos a cumplir por los Titulares de Licencia a fin de garantizar la confiabilidad de las mediciones de las dosis debidas a la exposición externa del personal afectado al control dosimétrico individual. Dichas mediciones deben ajustarse a criterios de confiabilidad aceptados por la ARN, en particular el cumplimiento de la Norma IRAM-ISO 14146 en la que se describen los criterios y los procedimientos de ensayo específicos para la verificación periódica del desempeño de los laboratorios que prestan este servicio.

La ARN resolvió que todo Titular de Licencia de Operación con personal afectado al control dosimétrico individual debe acreditar a satisfacción de la ARN que las dosis debidas a la exposición externa son medidas por un servicio o laboratorio de dosimetría personal que cumpla los siguientes requisitos:

- Participar en ejercicios al menos bienales de intercomparación dosimétrica organizados por la ARN o en ejercicios periódicos equivalentes que sean organizados por una institución reconocida internacionalmente.
- Cumplir con los requisitos del Punto 7 "Límites de desempeño" de la Norma IRAM-ISO 14146, a saber:

Para cada dosímetro irradiado:

Hs: valor de dosis medido

Hc: valor verdadero convencional

$$R = \frac{H_s}{H_c}$$

debe satisfacer la siguiente condición:

$$\frac{1}{F} \left(1 - \frac{2H_o}{H_o + H_c} \right) \leq R \leq F \left(1 + \frac{H_o}{2H_o - H_c} \right)$$

F: factor que limita el error máximo del sistema de dosimetría para altos valores de dosis; F debe ser igual a 1,5.

H_o: límite inferior del intervalo de la dosis establecido en el punto 6.3.

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

- Tener la capacidad de informar la dosis en el intervalo comprendido entre 0,2 mSv y 1 Sv.

- Poseer un sistema de gestión de la calidad en el que se incluyan los aspectos técnicos y administrativos de la dosimetría personal, teniendo en cuenta las recomendaciones nacionales e internacionales en la materia.

Asimismo, se ha establecido que el Titular de Licencia de Operación o el Titular de Autorización de Práctica no Rutinaria que a la fecha de puesta en vigencia de esta Resolución esté comprendido dentro del alcance de la misma, dispone de un plazo que vence el día 31 de diciembre de 2014 para ajustarse a sus términos.

5. Conclusiones

La ARN ha considerado necesario establecer requisitos a fin de garantizar la confiabilidad de las mediciones de las dosis debidas a la exposición externa del personal afectado al control dosimétrico individual.

En función de esto, el Directorio de la ARN ha emitido una Resolución al respecto, la cual redundará en un beneficio significativo particularmente en la práctica de gammagrafía industrial, considerando que la misma es llevada a cabo con fuentes de alta actividad ubicadas en equipos portátiles y que por ende puede inducir a la recepción de mayores dosis por parte del personal ocupacionalmente expuesto.

Esta decisión regulatoria es una nueva demostración del interés permanente de esta Autoridad en fortalecer la seguridad radiológica en todo el ámbito del país entendiendo que esta tarea es posible sólo si se realiza en forma conjunta con todos los involucrados en las aplicaciones de las fuentes de radiación.

Análisis para la toma de decisión regulatoria sobre equipos de gammagrafía industrial en Argentina

Ermacora, M.G., Alonso, M.T. y Pagni, I.R.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013

ANÁLISIS PARA LA TOMA DE DECISIÓN REGULATORIA SOBRE EQUIPOS DE GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL EN ARGENTINA

Ermacora, M.G., Alonso, M.T. y Pagni, I.R.

Autoridad Regulatoria
Argentina
mermacora@arn.gob.ar ; malonso@arn.gob.ar ; ipagni@arn.gob.ar

RESUMEN

La gammagrafía industrial es una práctica de uso extendido como técnica de ensayo no destructivo en la Argentina. La experiencia a nivel mundial ha demostrado la necesidad de una mejora en la seguridad intrínseca de los equipos utilizados en esta práctica. Atendiendo a esta razón, el Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) ha considerado una propuesta de retiro de circulación y servicio de gran parte del inventario de equipos pertenecientes a instalaciones de gammagrafía industrial en el país.

El objetivo principal de este trabajo es presentar los resultados del análisis realizado para fundamentar la mencionada propuesta. Los elementos principales de evaluación pueden ser resumidos de la siguiente manera: i) los equipos que no se adaptan a las recomendaciones internacionales en lo que respecta al cumplimiento con los principales requerimientos de seguridad de normas internacionales como la ISO 3999:2004 (E) “Radiation protection – Apparatus for industrial gamma radiography – Specifications for performance, design and tests”, ii) la decisión de algunos fabricantes de discontinuar la producción de ciertos modelos de equipos y la provisión de sus repuestos, y iii) la validez de los certificados de bulto tipo B(U) para el transporte.

Como conclusión, se resalta la importancia de una decisión regulatoria complementaria a la Norma AR 7.9.1 concerniente a la operación de equipos de gammagrafía industrial, basada en las actuales recomendaciones internacionales y el compromiso de Argentina con las buenas prácticas y la cultura de seguridad, que puede conducir a un impacto positivo en la seguridad radiológica en esta técnica.

1. INTRODUCCIÓN

La gammagrafía industrial es una técnica de uso extendido como método de ensayo no destructivo en Argentina, destinada al control de calidad de materiales, en la que se utilizan fuentes selladas de radiación gamma, principalmente de ^{192}Ir , ^{60}Co , ^{137}Cs y ^{75}Se , siendo el primer radionucleido mencionado el de uso predominante en nuestro país. Estas fuentes selladas son alojadas en unidades fijas, móviles o portátiles. En Argentina, este último tipo de unidades son las más utilizadas.

Dadas las características operacionales y las actividades de las fuentes radiactivas involucradas, esta actividad es considerada de un riesgo radiológico significativo. Asimismo, a nivel mundial se han reportado con frecuencia accidentes radiológicos de gran magnitud debidos fundamentalmente a error humano durante la operación con dichas fuentes [1]. Por estos motivos, es necesaria la introducción de elementos de seguridad intrínseca y la implementación de mejoras continuas en lo que respecta a todos los aspectos de seguridad radiológica en esta práctica, para disminuir la frecuencia de este tipo de accidentes.

La normativa argentina establece criterios de seguridad radiológica y seguridad física para las prácticas de gammagrafía industrial. La Norma AR 7.9.1 Revisión 3 “Operación de equipos de

gammagrafía industrial” [2] es la que establece los requisitos que deben ser cumplidos. Otras normas de aplicación relacionadas son: AR 10.16.1 Revisión 2 “Transporte de materiales radiactivos” [3] y AR 10.1.1 Revisión 3 “Norma Básica de Seguridad Radiológica” [4].

Por otra parte, la guía específica de Seguridad del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) “Radiation Safety in Industrial Radiography” [5] hace referencia al cumplimiento con los requerimientos de la norma ISO 3999:2004(E) “Radiation Protection- Apparatus for industrial gamma radiography- Specifications for performance, design and tests” [6], en lo sucesivo Norma ISO 3999, cuyo alcance es especificar los requisitos de desempeño, diseño y ensayos que deben cumplir los equipos, para permitir el uso seguro de la radiación gamma en aplicaciones de gammagrafía industrial, cuando se utilizan en conformidad con las instrucciones del fabricante.

En la actualidad, hay varios tipos de equipos utilizados en esta técnica que no cumplen con la norma ISO 3999.

En relación con el transporte de estos equipos, cabe mencionar que su diseño debe cumplir con los requisitos establecidos en la Norma A.R.10.16.1 y que los mismos se clasifican teniendo en cuenta la actividad de la fuente. Los bultos clasificados como tipo B(U), son los más comunes en gammagrafía industrial y requieren certificado de aprobación por parte de la autoridad competente del país origen del diseño. Dicho certificado tiene vigencia limitada y debe ser renovado periódicamente por el titular del diseño (fabricante).

El objetivo de este trabajo es presentar los resultados del análisis del estado de situación de los equipos de gammagrafía industrial en Argentina y la consecuente repercusión de la decisión regulatoria de complementar los requisitos fijados en la Norma AR 7.9.1 con aquéllos definidos en la norma ISO 3999.

Se presenta una distribución de los tipos de equipos existentes actualmente en el país, discriminados por marca y modelo, así como el porcentaje del inventario total a ser retirado frente a la decisión regulatoria de adoptar la norma ISO 3999.

2. MÉTODOS

Los datos evaluados fueron obtenidos de la base de datos que dispone la ARN para ejercer sus funciones de regulación y fiscalización. Los datos corresponden a las 68 empresas que realizan actividades de gammagrafía industrial en Argentina con proyectores clase P (portátiles) clasificados como Categoría II (el sistema fuente es proyectado a través del tubo guía al terminal de exposición por intermedio de un telecomando). Se analizaron los siguientes aspectos:

- cumplimiento con los requerimientos adicionales de la Norma ISO 3999 con respecto a los de la Norma AR 7.9.1:
 - o indicadores de posición de la fuente claramente visibles a 5 m;
 - o tasa de dosis equivalente ambiental en contacto menor que 2 mSv/h con la actividad máxima permitida;
 - o mecanismo automático de seguridad (sistema posilock) que actúa sobre el sistema de bloqueo de la fuente, de forma que al retornar ésta a su posición de seguridad, queda bloqueada automáticamente en esa posición, y cambia la indicación en el contenedor;
 - o tres mecanismos de seguridad para la salida de la fuente: entre el telecomando y el sistema fuente, entre el cable del telecomando y el proyector y entre el tubo guía y el proyector;

- decisión de algunos proveedores de discontinuar la producción de ciertos modelos de equipos y la provisión de sus repuestos;
- validez de los certificados de bulto tipo B(U) para su transporte.

3. RESULTADOS

Un detalle del grado de cumplimiento con los requerimientos establecidos en la normativa argentina (Norma AR 7.9.1) y con los requerimientos adicionales incluidos en la Norma ISO 3999 de los equipos de gammagrafía industrial distribuidos en el país se presenta en la Tabla 1.

Tabla 1. Grado de cumplimiento de cada modelo de equipo con la Norma AR 7.9.1 y la Norma ISO 3999.

Cumplimiento con Equipo	Requerimientos de la legislación argentina (Norma AR 7.9.1)	Requerimientos adicionales de la Norma ISO 3999			
		Indicadores de posición de la fuente claramente visibles a 5 m	Tasa de dosis equivalente ambiental en contacto (< 2 mSv/h) con la actividad máxima permitida	Mecanismo automático de seguridad (Sistema posilock)	Tres mecanismos de seguridad para la salida de la fuente
Gammamat Hybrid	Sí	Sí	Sí	Sí	Sí
Gammamat SE	Sí	Sí	Sí	Sí	Sí
Gammamat (TI; TI-F; TK100)	Sí	No	Sí	No	No
Gammamat TSI 5/1	Sí	Sí	Sí	Sí	Sí
Industrial Nuclear IR100	Sí	Sí	Sí	Sí	No
Tech Ops 660	Sí	No	Sí	No	No
Sentinel 660 B	Sí	Sí	Sí	Sí	No
Sentinel 880	Sí	Sí	Sí	Sí	Sí
Spec 150	Sí	No	Sí	Sí	No
Spec 2T	Sí	No	No	No	No
Tech Ops 533	Sí (con actividad restringida de la fuente)	No	No	No	No

La Tabla 2 resume el cumplimiento con Norma ISO 3999 de los equipos distribuidos en el país.

Tabla 2. Cumplimiento con la Norma ISO 3999 de los equipos distribuidos en el país

Equipo	Gammamat Hybrid	Gammamat SE	Gammamat (TI; TI-F; TK100)	Gammamat TSI 5/1	Industrial Nuclear IR100
Cumplimiento con la Norma ISO 3999	Sí	Sí	No	Sí	No

Equipo	Sentinel 660 series	Sentinel 880	Spec 150	Spec 2T	Tech Ops 533
Cumplimiento con la Norma ISO 3999	No	Sí	No	No	No

Cabe destacar que la Norma AR 7.9.1 establece el mantenimiento preventivo y control rutinario de todos los elementos relacionados con la actividad de gammagrafía industrial y que cada proyector debe ser sometido anualmente a un control independiente llevado a cabo por una institución reconocida por la ARN, a fin de acreditar que se encuentre en condiciones operativas seguras.

No obstante, a nivel internacional se recomienda el cumplimiento de los requerimientos establecidos en la Norma ISO 3999 para fortalecer la seguridad radiológica en las prácticas de gammagrafía industrial. Dado que el cumplimiento con la misma provee un nivel de seguridad más adecuado para la práctica, el Directorio de la ARN ha decidido que todos los equipos que no cumplan con la Norma ISO 3999 no serán considerados aptos desde el punto de vista de la seguridad radiológica por lo tanto no serán autorizados para su uso.

A continuación, se presenta una distribución de los equipos existentes en el país discriminados por marca y modelo (Figura 1), así como el porcentaje del inventario total de equipos a ser retirados (Figura 2).

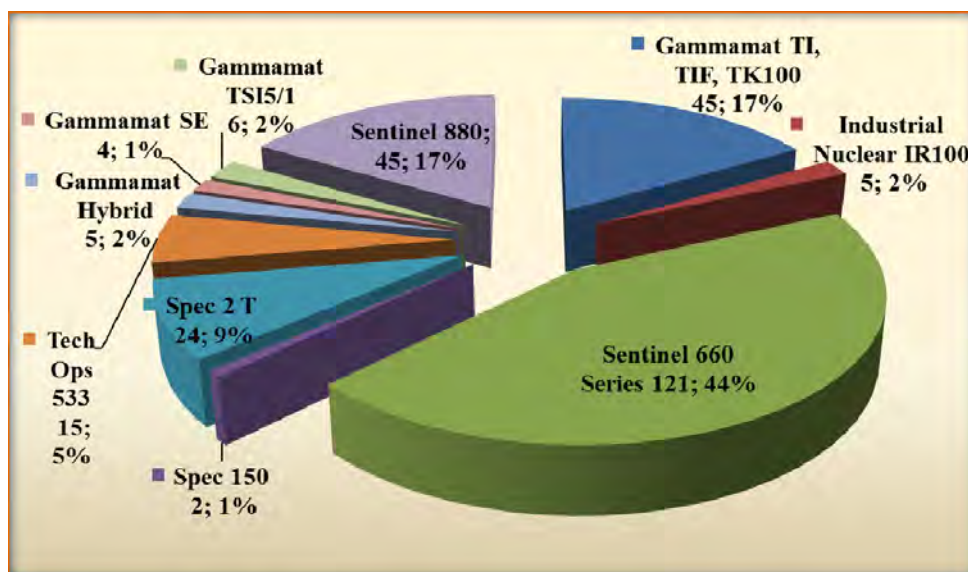


Figura 1. Distribución de equipos de gammagrafía industrial en Argentina discriminados por marca y modelo.

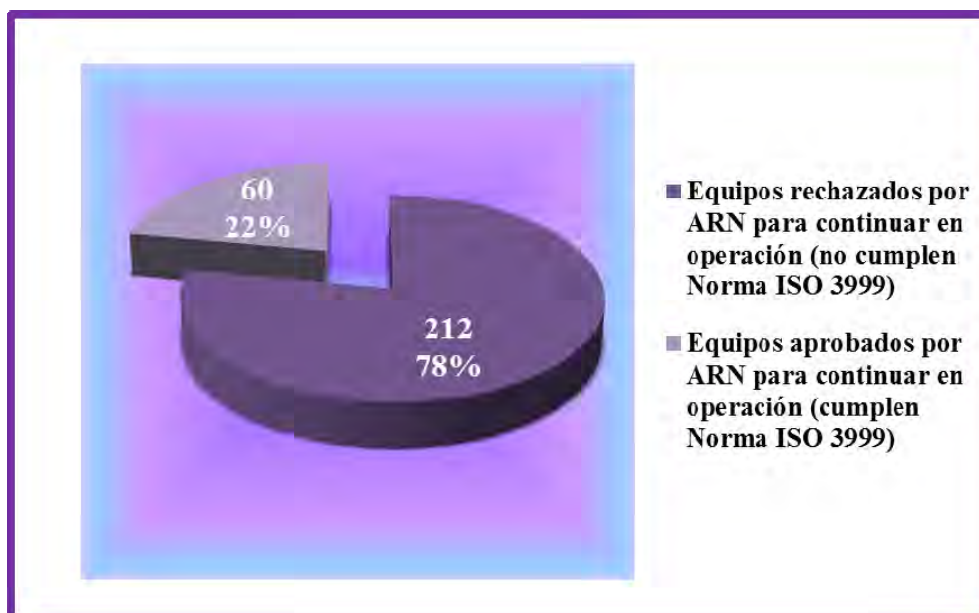


Figura 2. Porcentaje de equipos de gammagrafía industrial en Argentina en función de su cumplimiento con la Norma ISO 3999.

La Figura 3 presenta la distribución de los equipos de gammagrafía industrial que serán retirados de circulación en el país, discriminados por marca y modelo.

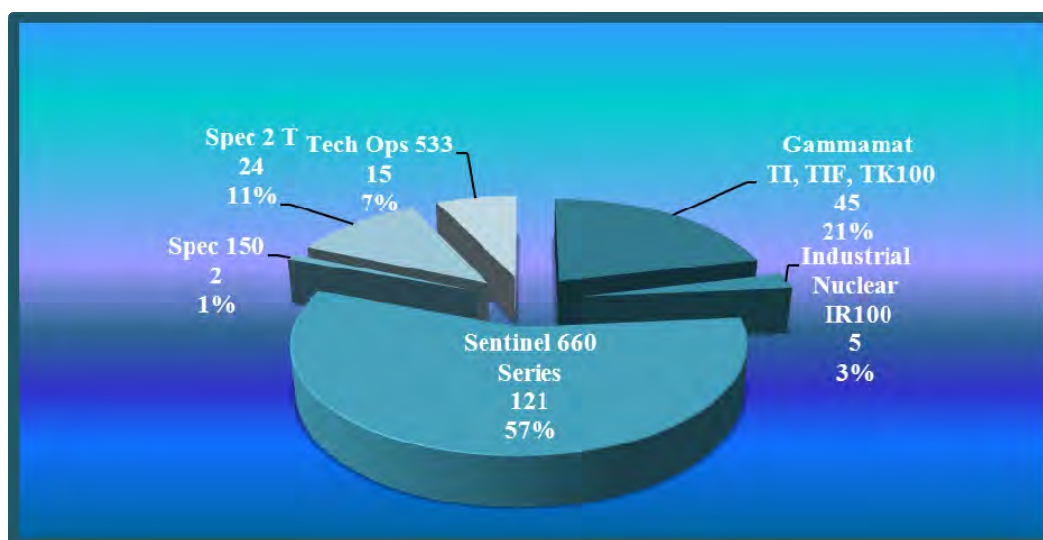


Figura 3. Distribución de los equipos de gammagrafía industrial a ser retirados de circulación en Argentina discriminados por marca y modelo.

Por otra parte, en la Tabla 3 se muestra la validez de los certificados de aprobación del diseño de bulto para cada uno de los modelos de equipos mencionados. La decisión de algunos proveedores de discontinuar tanto la producción de ciertos modelos como la provisión de sus repuestos, ha sido uno de los factores que influyó en la decisión de no renovar los certificados citados por parte de las autoridades competentes.

Tabla 3. Validez de los certificados de bulto para cada modelo de equipo.

Equipo	Gammamat Hybrid	Gammamat SE	Gammamat (TI; TI-F; TK100)	Gammamat TSI 5/1	Industrial Nuclear IR100
Certificado Tipo B(U)	RUS/5688/B(U)-96T	RUS/5373/B(U)-96	D/2011/B(U)-85; D/2012/B(U)-85; D/2016/B(U)-85	CDN/2086/B(U)-96	USA/9157/B(U)-96
Validez hasta:	25 de abril de 2014	25 de mayo de 2014	31 de diciembre de 2012	31 de marzo de 2014	31 de octubre de 2014

Equipo	Sentinel 660 series	Sentinel 880	Spec 150	Spec 2T	Tech Ops 533
Certificado Tipo B(U)	USA/9283/B(U)-96	USA/9296/B(U)-96	USA/9263/B(U)-96	USA/9056/B(U)-85	---
Validez hasta:	30 de junio de 2013	30 de junio de 2016	30 de junio de 2015	15 de abril de 2015	---

En vista de las recomendaciones del OIEA y de la decisión de no renovar los certificados de aprobación de diseño de bulto, la ARN, luego de analizar el impacto que conlleva el retiro de circulación de tal cantidad de equipos en el país, desarrolló un programa de comunicación con los usuarios de esta práctica antes de la toma de la decisión regulatoria. El proceso culminó con la organización de una Jornada de Actualización en Seguridad Radiológica en Gammagrafía Industrial en donde fueron expuestos y discutidos todos los aspectos analizados precedentemente y comunicada la decisión del Directorio de la ARN.

En base a todo lo analizado, la ARN, en función de las facultades que le confiere la Ley Nacional de la Actividad Nuclear (Ley N° 24804) [7] [8], por intermedio de su Directorio resolvió [9] que a partir del día 31 de diciembre de 2013, sólo los equipos de gammagrafía industrial que se ajusten a las especificaciones de la Norma ISO 3999 podrán ser operados para este tipo de práctica.

Asimismo, la resolución establece que los titulares de Licencia [4] para la operación de equipos de gammagrafía industrial poseedores de equipos que no cumplan con la Norma ISO 3999, sólo podrán mantenerlos bajo su custodia en la instalación autorizada, si tales equipos están vacíos y han sido precintados por la ARN, no pudiendo prolongarse esta condición de guarda más allá del 31 de diciembre de 2015.

De igual modo, los propietarios de equipos de gammagrafía industrial que no cumplan con la Norma ISO 3999 sólo podrán mantenerlos bajo su custodia si son Titulares de un Registro [4] que autorice la tenencia de equipos vacíos con uranio empobrecido como blindaje y los mismos se encuentran en las condiciones de guarda y hasta la fecha especificadas anteriormente.

En los casos que los propietarios de equipos de gammagrafía industrial no cumplan con las condiciones mencionadas precedentemente, deberán comunicar a la ARN el destino final previsto de los equipos antes del 31 de enero de 2014, debiendo ser concluidas antes del 31 de marzo de ese año las acciones asociadas a dicha gestión.

4. CONCLUSIONES

La Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina ha considerado el beneficio potencial del retiro de circulación de una parte significativa del inventario de equipos de gammagrafía industrial en el país (78 %), teniendo en cuenta el cumplimiento con los requerimientos de la Norma ISO 3999 así como la validez de los certificados de autorización de los modelos de bulto, entendiendo y siendo consciente del esfuerzo que para toda la sociedad esta acción conlleva.

En función de esto, está prevista la modificación de la norma AR 7.9.1 relacionada con la operación de equipos de gammagrafía industrial. No obstante, debido a que este proceso es extenso, el Directorio de la ARN ha emitido una Resolución al respecto. Esta decisión regulatoria complementaria a la norma AR 7.9.1 está en línea con las actuales recomendaciones internacionales y es una nueva demostración del continuo compromiso de Argentina con las buenas prácticas y la cultura de seguridad.

REFERENCIAS

1. International Atomic Energy Agency, “Lessons learned from accidents in industrial radiography”, IAEA Safety Reports Series No. 7, IAEA, Vienna, Austria, (1998). 57 p.
2. Autoridad Regulatoria Nuclear, “Operación de equipos de gammagrafía industrial” Norma AR 7.9.1, Rev. 3, ARN, Buenos Aires, Argentina, (2010), http://www.arn.gob.ar/images/stories/que_hace_la_ARN/resena_de_actividades/marco_regulatorio/normas_regulatorias/7-9-1_R3.pdf
3. Autoridad Regulatoria Nuclear, “Transporte de materiales radioactivos” Norma AR 10.16.1, Rev. 2, ARN, Buenos Aires, Argentina (2011), http://www.arn.gob.ar/images/stories/que_hace_la_ARN/resena_de_actividades/marco_regulatorio/normas_regulatorias/10-16-1_R2.pdf
4. Autoridad Regulatoria Nuclear, “Norma básica de seguridad radiológica”. Norma AR 10.1.1, Rev. 3, ARN, Buenos Aires, Argentina, (2001), http://www.arn.gob.ar/images/stories/que_hace_la_ARN/resena_de_actividades/marco_regulatorio/normas_regulatorias/10-1-1_R3.pdf
5. International Atomic Energy Agency, “Radiation safety in industrial radiography”, IAEA Safety Standards Series No. SSG-11, IAEA, Vienna, Austria, (2011). 104 p.
6. International Organization for Standardization, “Radiation protection – Apparatus for industrial gamma radiography – Specifications for performance, design and tests”, ISO 3999, ISO, Geneva, Switzerland, (2004). 32 p.
7. Ley N° 24.804. Ley nacional de actividad nuclear. Boletín Oficial de la República Argentina. Buenos Aires, 23 de Abril de 1997.
8. Decreto 1390/98 de la Ley N° 24.804. Apruébase la reglamentación de la Ley N° 24.804. Boletín Oficial de la República Argentina. Buenos Aires, 04 de Diciembre de 1998.
9. Resolución N° 252/12. Resolución sobre equipos de gammagrafía industrial. Autoridad Regulatoria Nuclear. Boletín Oficial de la República Argentina. Buenos Aires, 11 de octubre de 2012.

Resultados del noveno ejercicio de intercomparación de servicios de dosimetría personal realizado en la República Argentina en el año 2011

Ferrufino, G.A.; Discacciatti, A.P. y López, F.O.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013
IX Congreso Argentino de Protección Radiológica
Mendoza, Argentina, 2 al 4 de octubre de 2013

RESULTADOS DEL NOVENO EJERCICIO DE INTERCOMPARACION DE SERVICIOS DE DOSIMETRÍA PERSONAL REALIZADO EN LA REPÚBLICA ARGENTINA EN EL AÑO 2011

Ferrufino, G.A., Discacciatti, A.P., López, F.O.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina
gferrufino@arn.gob.ar

RESUMEN

En este trabajo se presentan los resultados obtenidos en el noveno ejercicio de intercomparación de servicios de dosimetría personal, llevado a cabo por la Autoridad Regulatoria Nuclear durante el año 2011.

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, de la República Federativa de Brasil y de la República Oriental del Uruguay.

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 68% 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 $H_p(10)$ 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 noveno ejercicio de Intercomparación.

En el ejercicio organizado en el año 2011, se contó no sólo con la participación de laboratorios de la Argentina sino también de Cuba, Brasil y Uruguay, conducta que viene desarrollándose desde los últimos tres ejercicios.

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 3. Tres de los 21 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 15 (quince) dosímetros, 12 (doce) 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

Rayos X: calidades ISO 4037 W60, W80, W110 y W200

Las dosis de irradiación están descriptas en la Tabla 1.

Tabla 1. Dosis de irradiación en condición de Hp (10)

CONDICIÓN DE IRRADIACIÓN: Hp (10)											
W60	W80+ ¹³⁷ Cs	W100	W200	¹³⁷ Cs				⁶⁰ Co	W200+ ¹³⁷ Cs	W60+ W200	W60+ ¹³⁷ Cs
0.4 mSv	0.7+1.0 mSv	0.8 mSv	1.0 mSv	17.0 mSv	5.0 mSv	2.5 mSv	0.3 mSv	0.4 mSv	0.5+0.5 mSv	0.6+0.9 mSv	1.5+2.0 mSv

La distancia desde la salida del irradiador gamma hasta el punto de referencia de los dosímetros fue de 1,5 metros.

La distancia desde el equipo de rayos X hasta el punto de referencia de los dosímetros fue de 6 metros.

2.2 Laboratorios Participantes

Como ya fue expresado, en este ejercicio participaron 21 servicios de dosimetría de nuestro país y del extranjero. Los detectores utilizados por los laboratorios fueron:

- Film Monitoring
- Detectores Termolumiscentes (TLD)
- Detectores de Estimulación Óptica (OSL)

En la tabla 2 se detallan el tipo de sistema dosimétrico (TLD, OSL y Film) y el origen de cada uno de los laboratorios participantes.

Tabla 2. Características de los laboratorios participantes

	TLD	OSL	FILM	Total
Organismos oficiales, nacionales o provinciales	6	---	---	6
Privados	2	1	9	12
Extranjeros	3	1	---	4
Total	11	2	9	22

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:

$$\frac{1}{1.5} \left(1 - \frac{2 H_0}{H_0 + H_r}\right) \leq \frac{H_m}{H_r} \leq 1.5 \left(1 + \frac{H_0}{2 H_0 + H_r}\right) \quad (1)$$

Donde:

H_r es el valor de dosis verdadero convencional dado por el CRRD, H_p (10).

H_m es el resultado informado por cada laboratorio participante.

H_0 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.”

Dados que se irradiaron 12 dosímetros por laboratorio se considera que alcanza este criterio un laboratorio que informa 11 valores dentro de los límites establecidos en (1). Esto implica un cumplimiento del 92%.

3. RESULTADOS

En la figura 1, se presenta los resultados de todos los laboratorios participantes.

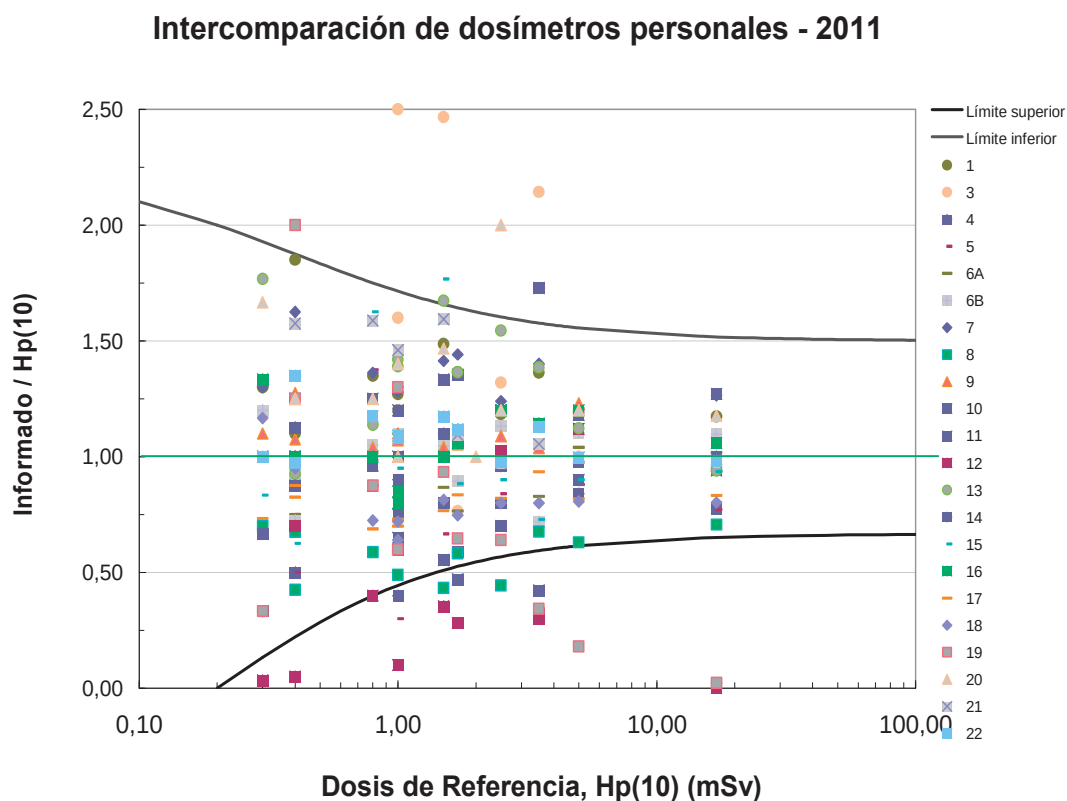


Figura 1. Resultado de todos los laboratorios participantes.

3.1 Análisis de los Resultados

De los 21 laboratorios participantes de este ejercicio de intercomparación 19 informaron los resultados (dos laboratorios, a pesar de haber enviados los dosímetros para la irradiación, no informaron los resultados). Tres laboratorios enviaron 2 sistemas de medición produciendo de esta forma un total de 22 sistemas dosimétricos.

A partir del análisis de los resultados obtenidos en el ejercicio de intercomparación de dosímetros se observa que el 68% informó sus resultados dentro del criterio de aceptación mencionado en [2]. Esto significa 11 valores aceptables.

Adicionalmente se observa que:

Si se tiene en cuenta el grado de cumplimiento:

- El 54% de los laboratorios participantes informaron el 100% de sus resultados dentro del rango de aceptación establecido en (1). Esto significa 12 valores aceptables.
- El 86% de los participantes estuvieron informaron el 83% de sus resultados dentro del rango de aceptación establecido en (1). Esto significa 10 valores aceptables.

En relación al origen de los servicios:

- De los servicios privados, el 41% cumple los criterios establecidos en [2].
- De los servicios estatales, el 83% cumple los criterios establecidos en [2].
- De los servicios extranjeros, el 100% cumple los criterios establecidos en [2].

En referencia al sistema dosimétrico.

- De los servicios que utilizan TLD el 90% 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 33% cumple los criterios establecidos en [2].

En cuanto a los valores no aceptables:

- Se observaron 28 valores no aceptables. De este total, 25 corresponden a FILM, 2 a TLD y 1 a OSL.
- De los 25 valores no aceptables de FILM, 17 corresponden a dosímetros irradiados con mezclas de energías.
- De los 28 valores no aceptables el 68% son sobreestimaciones y el 32% 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 68% de los participantes informó sus resultados dentro del criterio de aceptación mencionado en [2]. Esto significa 11 valores aceptables sobre los 12 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 formados en la Comisión Nacional de Energía Atómica.

Cabe señalar que en este 9º ejercicio se presentaron tres laboratorios por primera vez. Además otro laboratorio, que participaba tradicionalmente, presentó dos sistemas dosimétricos (uno de ellos recién implementado).

5. REFERENCIAS

- [1] ISO 4037-3 X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters and dose rate 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 dosimeters for X and gamma radiation.

Resultados del Noveno Ejercicio de Intercomparación de Servicios de Dosimetría Personal realizado en la República Argentina en el año 2011



Ferruffino, G. A.; Discacciatti, P. A.; López, F. O.
Autoridad Regulatoria Nuclear - Av. del Libertador 8250, C1429BNP - Buenos Aires, ARGENTINA
gferruffino@arn.gob.ar

INTRODUCCIÓN

En este trabajo se presentan los resultados del Noveno Ejercicio de Intercomparación de Dosímetros Personales organizado por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) con la participación de Radiofísica Sanitaria del Ministerio de Salud de la Nación y del Centro Regional de Referencia para Dosimetría (CRRD) de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), realizado en el año 2011.

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, la República Federativa de Brasil y República Oriental del Uruguay.

Se puede concluir que el 68% 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 a el criterio establecido en [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 15 (quince) dosímetros, 12 (doce) 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
- Rayos X: calidades ISO 4037 W60, W80, W110 y W200

Las dosis de irradiación están descritas en la Tabla 1.

Tabla 1. Dosis de irradiación en condición de Hp (10)

CONDICIÓN DE IRRADIACIÓN: Hp (10)											
W60	W80+ ¹³⁷ Cs	W100	W200	¹³⁷ Cs				⁶⁰ Co	W200+ ¹³⁷ Cs	W60+ ¹³⁷ Cs	W60+ ¹³⁷ Cs
0.4 mSv	0.7+1.0 mSv	0.8 mSv	1.0 mSv	17.0 mSv	5.0 mSv	2.5 mSv	0.3 mSv	0.4 mSv	0.5+0.5 mSv	0.6+0.9 mSv	1.5+2.0 mSv

Los detectores utilizados por los laboratorios fueron:

- Film Monitoring
- Detectores Termoluminiscentes (TLD)
- Detectores de Estimulación Óptica (OSL)

En la tabla 2 se detallan el tipo de sistema dosimétrico (TLD, OSL y Film) y el origen de cada uno de los laboratorios participantes.

Tabla 2. Característica de los laboratorios participantes

	TLD	OSL	FILM	Total
Organismos oficiales, nacionales o provinciales	6	---	---	6
Privados	2	1	9	12
Extranjeros	3	1	---	4
Total	11	2	9	22

RESULTADOS

El criterio de aceptación para un valor de dosis informado en este ejercicio de intercomparación es el propuesto [2] el cual se describe a continuación:

$$\frac{1}{1.5} \left(1 - \frac{2 H_0}{H_0 + H_r} \right) \leq \frac{H_m}{H_r} \leq 1.5 \left(1 + \frac{H_0}{2 H_0 + H_r} \right) \quad (1)$$

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].

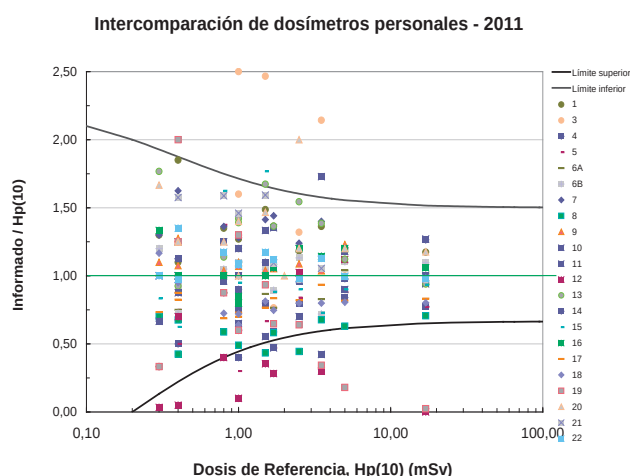
Por lo tanto, se considerarán como válidos los resultados informados incluidos dentro de los límites establecidos por la expresión (1).

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 21 laboratorios participantes de este ejercicio de intercomparación 19 informaron los resultados (dos laboratorios, a pesar de haber enviados los dosímetros para la irradiación, no informaron los resultados). Tres laboratorios enviaron 2 sistemas de medición produciendo de esta forma un total de 22 sistemas dosimétricos.

Se puede concluir que el 68% de los participantes informó sus resultados dentro del criterio de aceptación mencionado en [2]. Esto significa 11 valores aceptables sobre los 12 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 formados en la Comisión Nacional de Energía Atómica.

REFERENCIAS

- [1] ISO 4037-3 X and gamma reference radiation for calibrating dosimeters 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 dosimeters for X and gamma radiation.

Medición de la relación de la actividad de ^{24}Na y la dosis de neutrones recibida

Gossio, S., Carelli, J., Villella, A. y Soppe, E.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013
IX Congreso Argentino de Protección Radiológica
Mendoza, Argentina, 2 al 4 de octubre de 2013

MEDICIÓN DE LA RELACIÓN DE LA ACTIVIDAD DE ^{24}Na Y LA DOSIS DE NEUTRONES RECIBIDA

Gossio, S.¹, Carelli, J., Villella, A. y Soppe, E.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

ABSTRACT

En casos de accidentes de criticidad se requiere de un rápido sistema dosimétrico que permita evaluar las dosis del personal involucrado.

La reacción (n,γ) con el sodio presente en el cuerpo (^{23}Na) genera ^{24}Na , que emite dos gammas de 1369 keV y 2754 keV que se pueden medir fuera del cuerpo con un contador de todo el cuerpo.

La experiencia se llevo a cabo mediante la irradiación con una fuente de ^{252}Cf un fantoma con una solución de NaCl en agua. Luego de la irradiación se midió la actividad de ^{24}Na en el contador de todo el cuerpo que cuenta con detector de HPGe previamente calibrado en energía y eficiencia.

Considerando las correcciones por decaimiento, cantidad de ^{23}Na presente en el cuerpo de una persona adulta y curva de eliminación del ^{24}Na , se estableció un coeficiente de dosis neutrónica por unidad de actividad de ^{24}Na medida en el contador de todo el cuerpo.

Este método es útil para una estimación retrospectiva de la dosis, como así también para realizar un “triage” radiológico en caso de criticidad.

1. INTRODUCCIÓN

Un accidente de criticidad puede definirse como la liberación de energía, parte de la misma en forma de radiación gamma y neutrónica, producida por una reacción en cadena divergente autosostenida no controlada.

Las mediciones de espectros neutrónicos a partir de dispositivos de criticidad rápidos, muestran grandes variaciones, dependiendo de la composición del material a través del cual los neutrones deben pasar antes de escapar.

Como no existe un detector que dé una respuesta proporcional a la dosis en tejido sobre todo el rango de energía de interés es necesario hacer algunas suposiciones acerca del espectro para convertir las lecturas del detector a dosis.

En un accidente de criticidad pueden ser muy complejas la geometría y composición de la instalación y su entorno. Sin embargo, hay dos aproximaciones que hacen más plausible que el espectro calculado para sistemas simples pueda dar aproximaciones razonables con respecto al encontrado en un accidente real. Primera, las personas que reciben dosis muy altas es probable que estén cerca del sistema crítico y reciban una fracción relativamente pequeña de dosis provenientes de los neutrones reflejados en los objetos que los rodean. Luego el espectro de pérdida del núcleo ya filtrado por reflector y materiales estructurales del núcleo puede ser a menudo una aproximación adecuada del espectro real en la posición del individuo expuesto.

¹ E-mail del Autor. sgossio@arn.gob.ar

Segunda, la comparación entre el espectro calculado y medido así como la comparación del espectro calculado en distintas geometrías, muestra que la geometría es mucho menos importante para determinar la forma del espectro de pérdida que lo que son la composición y espesor del material a través del cual atraviesan los neutrones. [1]

La distribución de la fluencia de energía de los neutrones “prompt” (iniciales) ha sido descrita mediante varias funciones analíticas. Como el espectro real de un dispositivo crítico siempre difiere de un espectro de fisión sin colisionar, las pequeñas diferencias no son importantes. La expresión para la fluencia de neutrones sin colisionar más fácil para usar en cálculos analíticos o numéricos es una función del tipo Maxwelliana dependiente de la energía. [1]

Luego de una irradiación con neutrones el ^{23}Na presente en el cuerpo se activa mediante la reacción nuclear de activación neutrónica $^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$. El ^{24}Na es radiactivo, en su decaimiento emite dos gammas de 1369 keV y 2754 keV, que se pueden medir en el contador de todo el cuerpo (CTC). En la tabla 1 se presentan las características físicas del ^{24}Na .

Tabla 1: Características físicas del ^{24}Na

Nucleido	Vida Media	Reacción	Energía (keV)	Emisividad (%)
^{24}Na	14.96 hs	$^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$	1369	100
			2754	100

2. MATERIALES Y MÉTODOS

Con el objetivo de determinar la relación entre la actividad de ^{24}Na presente en el cuerpo humano y la dosis equivalente ambiental ($H^*(10)$) de neutrones recibida, se irradió con una fuente de ^{252}Cf un fantoma que simula el torso de una persona estándar relleno con una solución de NaCl en agua destilada.

Para este experimento se utilizó un fantoma con forma de paralelepípedo de 29x24x42 cm, relleno con aproximadamente 22 litros de agua destilada a la cual se le agregó 2800 g de NaCl, lo que corresponde a $2,88 \times 10^{25}$ átomos de ^{23}Na . En la figura 1 **¡Error! No se encuentra el origen de la referencia.** se observa el fantoma utilizado en la experiencia



Figura 1. Fantoma de torso utilizado en el experimento

Con el objetivo de determinar la actividad de ^{24}Na activada luego de la irradiación se utilizó un contador de todo el cuerpo que cuenta con un HPGe con una eficiencia relativa del 100%. Por lo tanto, antes de la irradiación se calibró el CTC en energía y eficiencia y se determinó el límite de detección.

El cálculo teórico de activación de ^{24}Na en función del tiempo se realizó mediante la siguiente ecuación [2].

$$A_{teórica} = \phi <\sigma> N_{átomos} (1 - e^{-\lambda t_{irradiación}}) \quad (1)$$

Donde: A: Actividad ^{24}Na ; Φ : Fluencia de neutrones; $<\sigma>$: Sección eficaz media de captura neutrónica del ^{23}Na ; λ : Constante de semidesintegración del ^{24}Na ; $N_{átomos}$: Número de átomos de ^{23}Na ; $t_{irradiación}$: Tiempo de irradiación.

La fluencia total conocida por una calibración realizada el día 11/09/06 se corrigió por decaimiento del ^{252}Cf considerando un semiperíodo de desintegración de 2,46 años. En la tabla 2 se observan la fluencia térmica, epitérmica y rápida al momento de irradiación.

Tabla 2: Fluencia de neutrones de la fuente de ^{252}Cf al momento de la irradiación

Espectro	Fluencia ($\text{n cm}^{-2} \text{s}^{-1}$)
Térmico (0-0,5 eV)	1,99
Epitérmico (0,5 eV-100 keV)	46,08
Rápido (>100 keV)	$5,13 \times 10^{-4}$

La sección eficaz media de captura del ^{23}Na se calculó mediante la siguiente expresión [3,4]

$$\langle \sigma \rangle = \frac{\int \sigma(E) \phi(E) dE}{\int \phi(E) dE} \quad (2)$$

El espectro de fisión de ^{252}Cf correspondiente a un espectro de Maxwell con una energía promedio de $E_n=1,42$ MeV. [1]

$$\phi(E) = \frac{2}{\sqrt{\pi}} \frac{E^{1/2}}{E_n^{3/2}} e^{-\frac{E}{E_n}} \phi_f \quad (3)$$

Donde: E es la energía del neutrón, E_n energía promedio del espectro, Φ_f es la fluencia total.

La sección eficaz de captura neutrónica del ^{23}Na en función de la energía se obtuvo de la página de Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI, sigla en inglés). En la figura 2 se observa la sección eficaz de captura neutrónica del ^{23}Na .

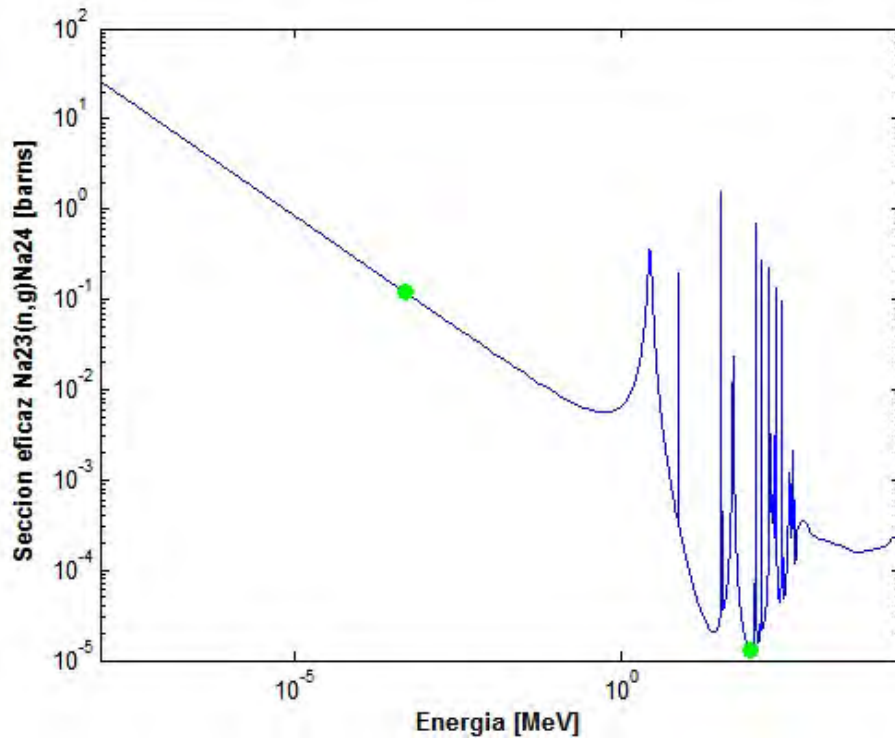


Figura 2. Sección eficaz de captura neutrónica del ^{23}Na

Para resolver la ecuación 2 se generó una función en MATLAB que permite integrar la sección eficaz obtenida del KAERI [5] y el espectro de fisión Maxwelliana de ^{252}Cf , utilizando el método de Simpson.

El criterio seguido para la determinación del tiempo de irradiación fue que la actividad calculada superase al momento de la medición holgadamente el límite de detección de actividad del ^{24}Na . Utilizando la ecuación de actividad en función del tiempo y

suponiendo un tiempo de traslado luego del fin de la irradiación de 0,5 h, se encontró que el tiempo óptimo de irradiación es de 2 días. La actividad estimada de ^{24}Na en el tiempo de irradiación determinado fue de 30,82 Bq.

La geometría de irradiación utilizada fue la siguiente: el centro de la cara frontal del fantoma se colocó a dos metros de altura del piso y a 70 cm respecto del centro de la fuente de ^{252}Cf . El fantoma se apoyó sobre la mesa móvil que rueda sobre los rieles de la tarima que permite el posicionamiento en distancia. En el esquema de la figura 3 se muestra el fantoma fuente y las distancias relativas.

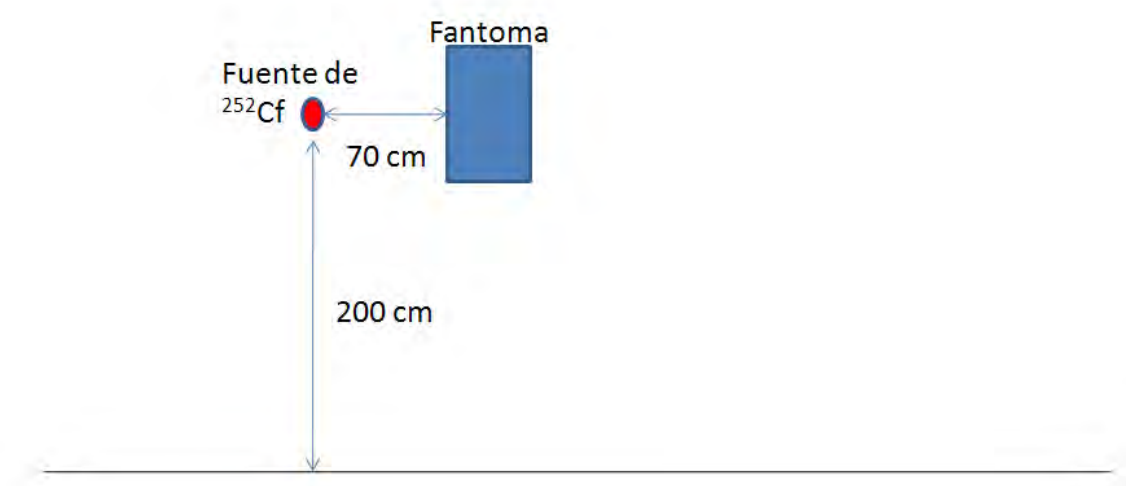


Figura 3. Esquema de la geometría de irradiación

En la figura 4 se muestra una foto del montaje experimental.



Figura 4: Fantoma colocado sobre la plataforma a 70 cm de la fuente

Una vez medida la actividad de ^{24}Na luego de la irradiación, esta se compara con la estimación en forma teórica y de esta manera se puede establecer un factor de build-up (B).

$$B = \frac{\text{Actividad teórica}}{\text{Actividad medida}} \quad (4)$$

En caso de ocurrido el accidente, teniendo este factor de build-up, el peso de la persona y el tiempo desde finalizada la irradiación debida al accidente se podrá obtener la dosis equivalente ambiental a 10 mm en profundidad ($H^*(10)$).

Para obtener la dosis ambiental se aplica la siguiente formula:

$$H^*(10) = \frac{V_{\text{neta}} B h^*(10)}{\varepsilon e f_{^{24}\text{Na}} k_1 k_2 N_{\text{átomos}^{24}\text{Na persona}} <\sigma> (1 - e^{-\lambda t})} \quad (5)$$

Donde: V_{neta} : Tasa de conteo neta de ^{24}Na . B: Factor de Build-up; $h^*(10)$: Coeficiente de dosis equivalente ambiental, 411 pSv cm^2 ; $e f_{^{24}\text{Na}}$: Eficiencia de detección del sistema del ^{24}Na ; $N_{\text{átomos}^{24}\text{Na persona}}$: Átomos de sodio presentes en la persona irradiada sabiendo que la relación entre ^{23}Na y el masa de la persona es la siguiente 1,4 g ^{23}Na /kg de masa; K_1 : Factor de corrección por la eliminación biológica del ^{24}Na ; K_2 : Factor de corrección por decaimiento durante la medición; $<\sigma>$: Sección eficaz media de captura neutrónica del ^{23}Na ; λ : Constante de semidesintegración del ^{24}Na ; t: Tiempo de irradiación.

3. RESULTADOS

Se irradió el fantoma durante un tiempo de 1,92 días. El tiempo de traslado desde el bunker de irradiación hasta el CTC fue de 7 min. El fantoma se midió durante 9356 segundos de tiempo vivo.

El espectro obtenido se presenta en la figura 5.

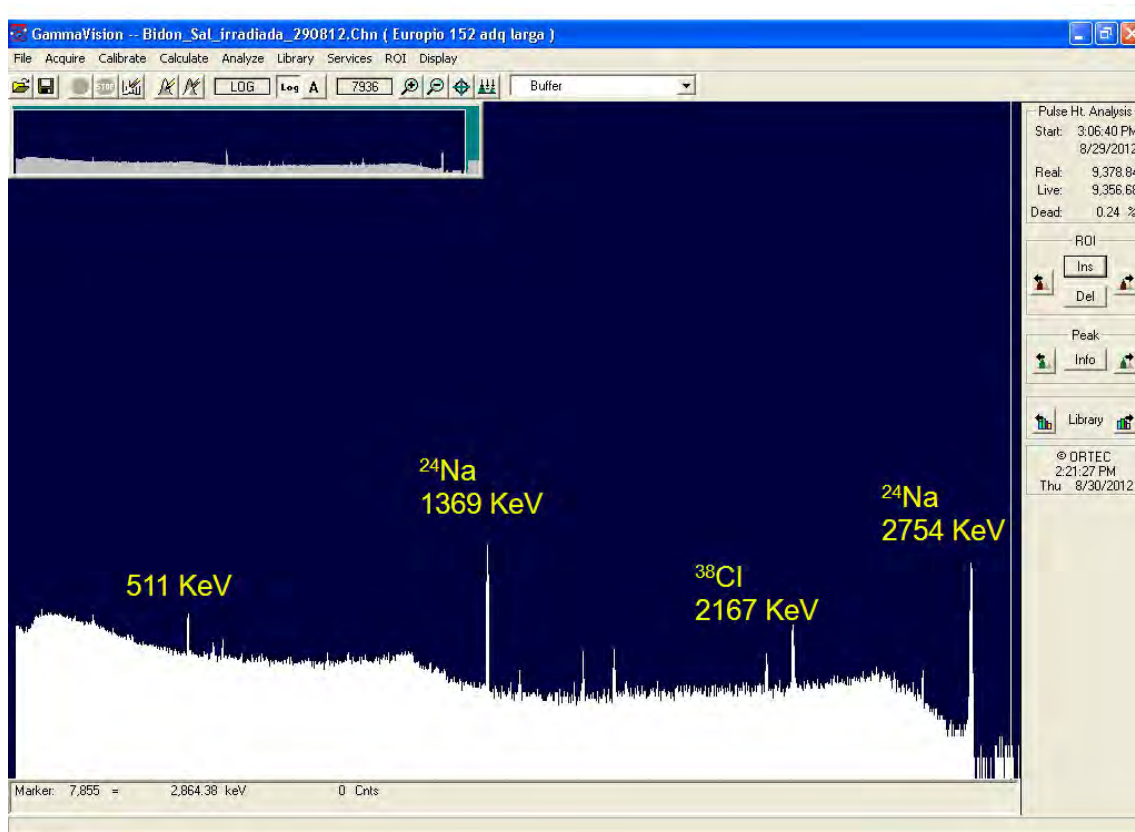


Figura 5. Espectro de emisión del fantoma luego de la irradiación.
Se observan los dos picos del ^{24}Na y el pico del ^{38}Cl

En el espectro se observan los dos picos del ^{24}Na y el pico de ^{38}Cl (1643 keV) que se genera mediante la reacción $^{37}\text{Cl}(n,\gamma)^{38}\text{Cl}$.

La tasa de cuentas netas del pico ^{24}Na correspondiente a la energía de 1639 keV es de 1,91 cuentas por segundo lo que corresponde a una actividad de ^{24}Na es de $3,97 \times 10^3 \text{ Bq}$

Por lo tanto el factor de build-up es de 0,0078.

4. DISCUSIÓN

Se observó que la actividad medida era dos órdenes de magnitud superior a la estimada en forma teórica, este puede ser debido a que el espectro interno es distinto al externo, puesto que los neutrones interactúan fuertemente con el Hidrogeno del agua, de esta manera se termaliza y la sección eficaz a menores energía de los neutrones es mayor, por otra parte debido a la dispersión que se produce dentro del fantoma aumenta la fluencia.

5. CONCLUSIONES

Se pudo calcular el factor y medir el factor de build-up satisfactoriamente.

Mediante este trabajo se pudo establecer una relación entre la actividad medida y la dosis equivalente ambiental $H^*(10)$.

Esta magnitud es de interés en el caso de ocurrido un accidente de criticidad.

Este método es rápido y puede ser utilizado en un “triage” radiológico, para determinar las personas que tuvieron una irradiación por neutrones.

En el caso de una irradiación neutrónica debida una fuente de fisión es información que colabora para evaluar la exposición .

REFERENCIAS

- [1] Dosimetry for Critically Accidents A Manual. Technical Reports Series N 211. IAEA.
- [2] Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry, Frank Herber Attix, Ed. Willey-VCH (2007).
- [3] The ARN Critical Dosimetry System, B. Gregory, S. Papadopoulos, J. Cruzate, H. Equillor, J. Kunst.
- [4] Dose Evaluation Based on ^{24}Na Activity in the Human Body at the JCO Critical Accident in Tokai-mura, Takumaro Momose, Norio Tsujimura, Takashi Tasaki, Kunihiro Shinohara, Environment and Safe Division, Tokai Works, Japan Nuclear Cycle Development Institute.
- [5] Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) <http://atom.kaeri.re.kr/cgi-bin/endfplot.pl> visitado el 09/2012.

Medición de la relación de la actividad de ^{24}Na y la dosis de neutrones recibida



Gossio, S.; Carelli, J.; Villella, A. y Soppe, E.

Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. del Libertador 8250 (C1429BNP) – Buenos Aires, ARGENTINA

sgossio@arn.gob.ar

Resumen

En casos de accidentes de criticidad se requiere de un rápido sistema dosimétrico que permita evaluar las dosis del personal involucrado.

La reacción (n,γ) con el sodio presente en el cuerpo (^{23}Na) genera ^{24}Na , que emite dos gammas de 1369 KeV y 2754 KeV que se pueden medir fuera del cuerpo con un contador de todo el cuerpo.

La experiencia se llevó a cabo mediante la irradiación con una fuente de ^{252}Cf de un fantoma con una solución de NaCl en agua. Luego de la irradiación se midió la actividad de ^{24}Na en el contador de todo el cuerpo que cuenta con detector de HPGe previamente calibrado en energía y eficiencia.

Considerando las correcciones por decaimiento, cantidad de ^{23}Na presente en el cuerpo de una persona adulta y curva de eliminación del ^{24}Na , se estableció un coeficiente de dosis neutrónica por unidad de actividad de ^{24}Na medida en el contador de todo el cuerpo.

Este método es útil para una estimación retrospectiva de la dosis, como así también para realizar un “triage” radiológico en caso de un accidente de criticidad.

Objetivo

Determinar la relación entre la actividad de ^{24}Na activada en el cuerpo humano y la fluencia de neutrones.

Materiales y Método

La irradiación del fantoma se llevó a cabo en el Laboratorio de Neutrones de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

El fantoma se apoyó sobre una mesa móvil que rueda sobre los rieles de la tarima que permite el posicionamiento en distancia. El centro de la cara frontal del fantoma se colocó a dos metros de altura y a 70 cm respecto del centro de la fuente de ^{252}Cf .



Factor del Build-up

Una vez medida la actividad de ^{24}Na luego de la irradiación, ésta se compara con la estimación en forma teórica y de esta manera se puede establecer un factor de build-up (B).

$$B = \frac{\text{Actividad teórica}}{\text{Actividad medida}}$$

Evaluación de la Fluencia de neutrones

Midiendo la actividad de ^{24}Na es posible estimar la fluencia de neutrones en la cara frontal del fantoma.

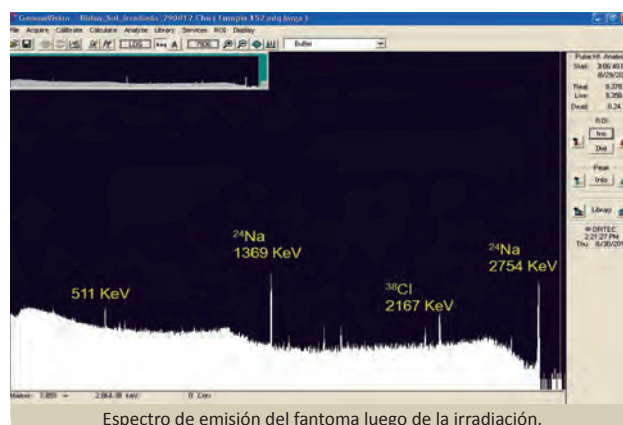
$$\phi = \frac{A_{\text{medida}} B}{N_{\text{atomo}} \sigma_{\text{Na}} (1 - e^{-\lambda t})}$$

Resultados

En el espectro se observan los dos picos del ^{24}Na y el pico de ^{38}Cl (1643 KeV) que se genera mediante la reacción $^{37}\text{Cl}(n,\gamma)^{38}\text{Cl}$.

La tasa de cuentas netas del pico ^{24}Na correspondiente a la energía de 1639 KeV es de 1.91 cuentas por segundo lo que corresponde a una actividad de ^{24}Na de 3.97×10^3 Bq.

El factor de build-up es de 0.0078.



Discusión

Se observó que la actividad medida era dos órdenes de magnitud superior a la estimada en forma teórica, este puede ser debido a que el espectro interno es distinto al externo, puesto que los neutrones se termalizan con el Hidrógeno del agua aumentando fuertemente la sección eficaz de captura, por otra parte las dispersiones producidas dentro del fantoma incrementan la fluencia en el interior del fantoma.

Conclusiones

Se pudo calcular y medir el factor de build-up satisfactoriamente. Mediante este trabajo se pudo establecer una relación entre la actividad medida y la fluencia de neutrones.

Esta magnitud es de interés en el caso de ocurrido un accidente de criticidad.

Este método es rápido y puede ser utilizado en un “triage” radiológico, para determinar las personas que tuvieron una irradiación por neutrones.

Flow Splitting and Oscillations in Parallel Channels Simulated with System Codes

Lazarte, A.I. and Ferreri, J.C.

FLOW SPLITTING AND OSCILLATIONS IN PARALLEL CHANNELS SIMULATED WITH SYSTEM CODES

A.I. Lazarte¹, J.C. Ferreri^{2,3}

¹Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. Del Libertador 8250, (1429) Buenos Aires, Argentina

²Instituto de Tecnología, UADE, Lima 717, (C1073AAO) Buenos Aires, Argentina

alazarte@arn.gob.ar

jcferreri@gmail.com

ABSTRACT

Static and dynamic instabilities, generated by feedback between mass flow rate, pressure drop and the vapor generation in boiling systems are of special interest in the nuclear industry. Complex system codes, like RELAP5 or TRACE5, are commonly used to simulate the thermal-hydraulic behavior of reactors that may have a manifold of boiling (heated) channels or cooled channels like in steam generators. In the present paper, we study flow oscillations in parallel channel configurations with system codes for diverse configurations. Different models, calculation options and, in particular, in-phase or out-of-phase oscillations were studied, both in heated and cooled parallel channels. The emphasis is on the effects of concentrated irreversible pressure losses coefficients at the inlet and at the outlet of the channels. In the case of cooled steam generator channels, the results of the Semiscale Integral Test Facility operating in natural circulation conditions are revisited. Some results coming from a more detailed nodalization set up for verification purposes lead to unexpected flow splitting asymmetries in parallel, two-pipes systems. An approximate analysis for flow splitting is presented and verified using RELAP5. These results may be considered as an addition to the usual verification data base for systems codes.

KEYWORDS

Natural Circulation, reduced inventory scenario, flow regimes, Semiscale NC2-A, RELAP5

³ Emeritus Advisor, Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina

1. INTRODUCTION

This paper is aimed at showing the path followed to elucidate the cause of some unexpected behavior in the prediction of the flow distribution in parallel boiling/condensing channels with common inlet and outlet plena. This configuration is common in the core of boiling water reactors, inverted U tube steam generators (SG) in pressurized water reactors of nuclear power plants and in other installations that typically consist of a set of parallel, vertical tubes with the physical above mentioned configuration and a common downcomer.

As it may be expected, there is plenty of consolidated literature on the subject since many decades ago but the analysis will be of restricted scope, showing the way followed to perform the verification and validation (V&V) in the particular field of natural circulation, related to a specific integral test facility (ITF) in a reduced mass inventory scenario experiment produced by a small break loss of fluid. The Semiscale ITF (S-ITF) [1] is the reference installation under analysis and the experiment is S-NC02-A. This experiment is representative of a class of small break loss of coolant accidents (SBLOCA) in a scaled model (1/1705) of a four loop pressurized water reactor.

Just a few aspects of the analysis performed to elucidate flow splitting in two parallel channels configurations will be reported in this paper using systems code such as RELAP5 and theoretical analyses. On the basis of the results conclusions are drawn, showing that the steps followed were necessary, given the cases for analysis defined in an inductive way from complex to simpler, representative scenarios.

2. ANALYSIS

2.1. Motivation: Revisiting the S-NC02-A experiment

Experiment S-NC02-A in its single loop geometry and 60 kW power has been documented three decades ago, as a part of a series of reports on natural circulation and a final one may be found in [1]. Figure 1 shows a sketch of the S-ITF as reported in said reference. This experiment consists of a controlled, stepwise reducing mass inventory natural circulation transient (referred as stepwise scenario from hereon). The proposed assessment nodalization, as reported in the manuals of the code used (RELAP5/MOD3.3gl and MOD3.3iy Patch4 [2], was considered. Figure 2 shows the natural circulation flow map (NCFM) [3] resulting from the simulations of experiment S-NC02-A using the above mentioned nodalization. This figure deserves some consideration because a special sensitivity analysis was considered. Simulations have been performed allowing random multiplying factors read once at the beginning of a calculation run. This analysis has been detailed in [4], giving consideration to the modifications to the code that allowed multiplying, by a factor chosen randomly, five heat transfer correlations and the wall friction factor. It seemed natural to the present authors to seek the effect of random variations of multipliers (ranging from 0.5 to 1.5 with a uniform distribution) affecting several closure correlations. Five heat transfer correlations were chosen based on a reference run that detailed the ones used in the thermo-siphon oscillations regime during the transient. Since friction is balanced by buoyancy in quasi steady flows, the bulk friction factor correlation was also magnified by a factor. The same was considered for the gravity acceleration that could also be modified by a factor (this may seem strange but its interest will be shown later in this paper).

Setting all multipliers equal to unity implies that results must be the same than the ones obtained from the original NRC's executable RELAP5 code recompiled from its code source using DIGITAL® VISUAL FORTRAN 6.1 by the authors. This was appropriately verified from runs associated to the S-ITF NC02-A experiment.

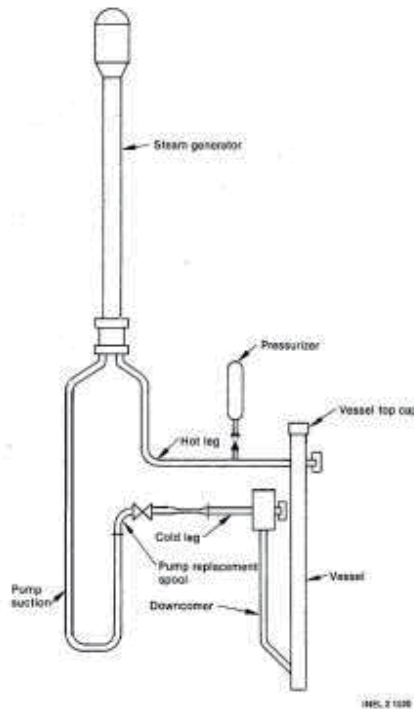


Figure 1 Semiscale ITF in its one-loop configuration for experiment NC02-A [1].

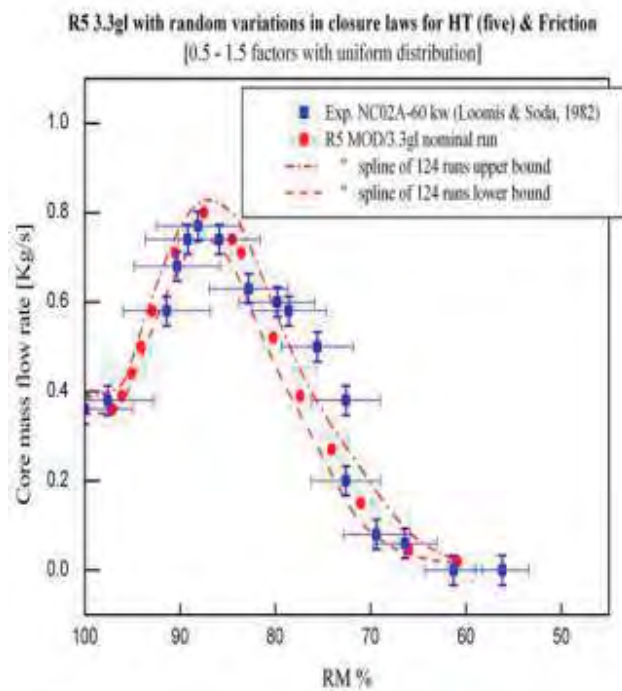


Figure 2 NCFM [3] for Semiscale NC02-A including bands for parameters variation and experimental data.

The main conclusion that may be drawn from Figure 2 is that the stepwise scenario is satisfactorily represented, with predicted behavior included in the experimental uncertainty band, even considering the aforementioned variation of parameters. This was somewhat surprising to the present authors and it was decided to go in a further detailed geometrical representation of the SS-ITF for this experiment.

2.2. Refining the S-NC02-A experiment: multi-tube SGs

Figure 3 (see [5]) is a drawing of the real S-ITF steam generator for both, i.e. intact and broken, loops. This figure shows that the broken SG is constructed with two tubes of different height. The nodalization as proposed in [2] represents the intact SG loop, constructed with six tubes of three different heights, whose average is the height in the nodalization. In passing, it must be noted that this lumping from the real geometry to the one tube configuration in [2], implies that the flow and heat transfer areas considered correspond to the intact loop, i.e. six SG tubes. The obvious way to proceed would be representing the tubes with their specified geometries.

However, instead of firstly following this way and for the sake of symmetry verification, it was decided to represent the SG by two equal tubes of average height, *i.e.* splitting the original SG (the one in the original nodalization) tube in two identical tubes, as specified in the S-NC02-A experiment with half flow area. Heat slabs have been appropriately redefined. The effects of distributed friction should not influence too much the results when compared with concentrated pressure losses.

Additionally, it is usually accepted that a very SBLOCA (with an approximate linearly decreasing mass inventory) can be representative of a stepwise varying mass inventory. This has been established three decades ago and also shown as a verification example in [4] in relation to the experiment under analysis. Then, the simulations to be considered from hereon will also show results obtained for a 1 mm diameter break size, as in the stepwise experiment considered. The geometrical details of the break have also been checked with the ones reported in [5].

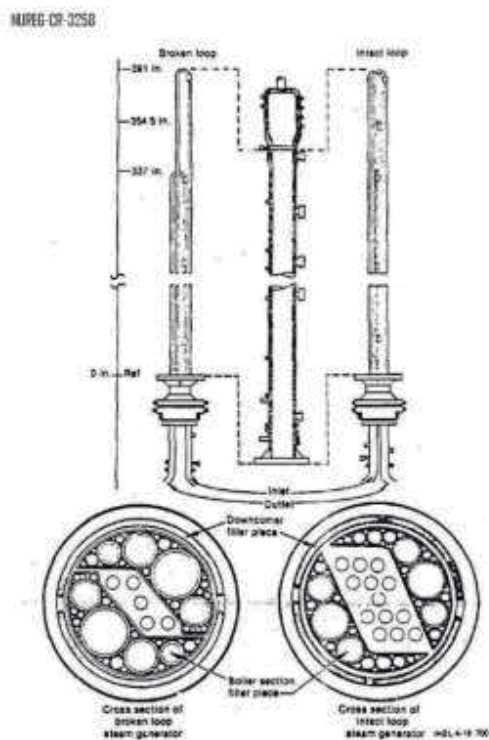


Figure 3 Two-tube steam generator geometrical details (broken loop SG at left).

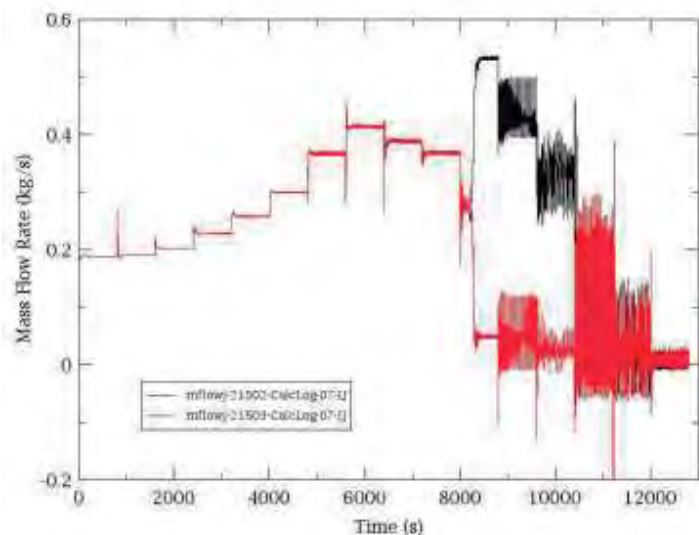


Figure 4 Mass flow rates in the tubes of the SG for stepwise reduction of mass inventory. Concentrated pressure losses as in [2].

Figure 4 shows the flow rate in the tubes of the SG as a function of time for a stepwise mass inventory reduction. As may be observed, coherently with the results summarized in Figure 2, the system presents high amplitude oscillations. For the particular values of the relevant concentrated pressure losses, coincident with the one SG tube nodalization, the oscillations are in phase. The nomenclature in what follows for these losses is: K_i and K_e represent the concentrated pressure loss factors at the inlet and outlet of the SG tubes while K_I and K_E represent the corresponding values at the SG plena. Code (RELAP5) calculated abrupt area

changes loss coefficients are denoted by “a=1”. In a consistent way with the analysis in [6], it was decided to impose concentrated pressure losses as given by the “abrupt area change” in the SG tubes. Figure 5 shows the results obtained for a SBLOCA simulation. It is evident from Figure 5 that the flow splits non-symmetrically in the tubes. Its sum is constant and equal to the loop flow rate. It must be also considered that in one SG tube simulations, these oscillations are usually considered as thermo-siphon oscillations and this interpretation is kept here too. Out-of-phase flow oscillations after splitting may be noted in Figure 6.

As an additional simulation, all concentrated loss coefficients in the SG were removed, except those calculated by the code for computing the “abrupt area change”. Figure 7 shows the mass flow rate for both channels as function of inventory in the primary system. Once again, there is a flow splitting and the out-of-phase oscillations which remain for inventories lower than 75 %. For inventory of about 79 % the flow is still oscillating but the splitting disappears.

The observed behavior could be avoided, for instance, increasing the inlet concentrated loss coefficient. This reduces the relevance of gravity term in pressure drop, as it will be shown in the following section.

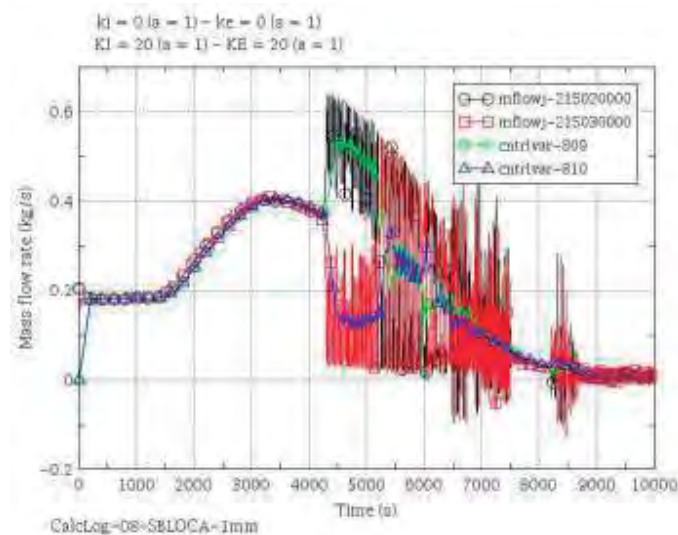


Figure 5 Mass flow rate in the SG tubes, showing a period of “flow split” for a SBLOCA, heavy lines (cntrlvar809 and 810) correspond to time-averaged mass flow rates.

It is important to record the mass inventory at which the flow splits because this value will be considered as boundary condition for an analytical treatment of the problem. In the case shown the flow splits when the inventory is about 83%. At this condition, the SG inlet is a mixture of two phase flow with a quality close to 0.08, and the fluid comes out subcooled. The pressure oscillates between 6.2 and 7.0 MPa, approximately. The following simplified analysis will be based on these conditions.

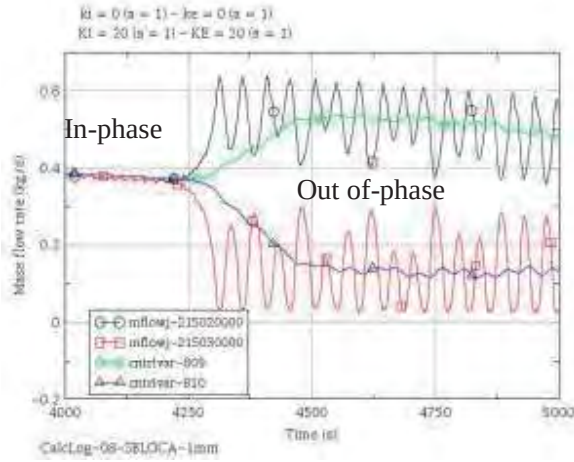


Figure 6 Mass flow rate in the SG tubes, showing out-phase oscillations. Zoom from Figure 5.

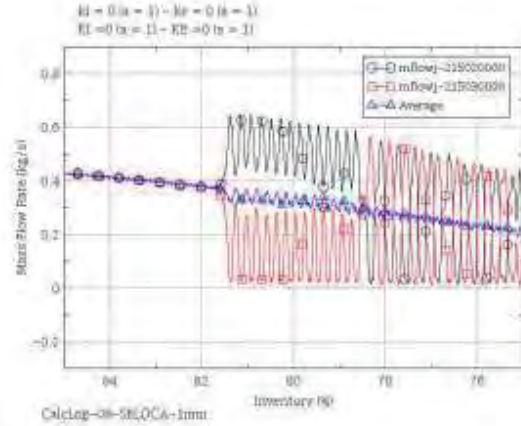


Figure 7 Mass flow rate as function of inventory when only abrupt area change is considered.

2.3. Approximate description of splitting flow in two parallel pipe systems

Given the flow peculiarities for the considered geometry, as depicted in Figure 8, an approximate model was set up. In order to proceed, oscillations in two parallel boiling pipes were firstly considered. This subject has received plenty of attention since three decades ago, given the behavior of said systems. This interest has persisted up to recently and an interesting example may be found in [7]. Since the starting point in this work was [8], the present authors decided to extend the results of [8] to two parallel pipes. The results confirmed the ones in [7], showing in-phase and counter-phase density waves oscillations as a function of the values of the concentrated pressure losses.

These simulations, through suitable modifications of governing parameters, did not show the flow splitting behavior, so the simplified analysis to be considered and the verification using RELAP5 that follows, may give a way to the understanding of this situation.

Let us firstly consider a single boiling pipe and homogeneous, equilibrium fluid model (HEM). As it is well-known, the pressure drop along a boiling channel can be written,

$$\Delta P = g Z_B \rho_f + g (L - Z_B) \rho_m + \frac{k_i \dot{m}^2}{2A^2 \rho_f} + \frac{f \left(\frac{Z_B}{\rho_f} - \frac{L - Z_B}{\rho_m} \right) \dot{m}^2}{2A^2 D} + \frac{k_e \dot{m}^2 \phi_{2\phi}^2}{2A^2 \rho_f} \quad (1)$$

where Z_B is the boiling length, $\dot{m}$, is the mass flow rate, A is the channel area, g the gravity acceleration, L the channel length, f the friction factor (assumed constant in this analysis), ρ_f is the liquid density at saturation and ρ_m a mean density in the two phase region calculated at half outlet quality. Parameters k_i and k_e are the concentrated friction values at the inlet and outlet of the individual channels, respectively. $\phi_{2\phi}^2$ is the two phase friction factor defined by $(v_f + v_{fg} x)^{-1}$ that acts as mixture density, and it is equal to the unity when the fluid is saturated with $x = 0$.

Some useful (and commonly used) definitions are:

$$N_{pch} = \frac{Q v_{fg}}{h_{lg} v_f \dot{m}}, \quad N_{Sub} = \frac{\Delta h_{in} v_{fg}}{h_{lg} v_f}, \quad N_{fr} = \frac{fL}{2D} \quad (2)$$

where N_{pch} , N_{sub} and N_{fr} are the phase change, subcooling and friction dimensionless numbers; v_{fg} is the difference between the specific gas and liquid volumes and h_f and h_{lg} are the saturation and latent heat, respectively. Static instabilities exist depending on the intersection between the system curve and the driven force curve. This means that the system becomes unstable if

$$\frac{\partial \Delta P}{\partial \dot{m}} < 0 \quad (3)$$

It can be proven that depending on the system parameters (pressure, temperature, k values) the acceleration and gravity terms may be neglected in the pressure drop equation. So, the maximum contributions to be considered are the distributed friction and the concentrated irreversible pressure drop terms.

Suppose now two parallel (twin channels) as shown in the Figure 8. The pressure drop through them should be equal; i.e. $\Delta P_1 = \Delta P_2$. Following the idea used in [9] let us try to find if there are solutions that allow the twin (identical) channels to have different mass flow rates and equal pressure drop (for a given inlet mass flow rate) during boiling. This is a static analysis.

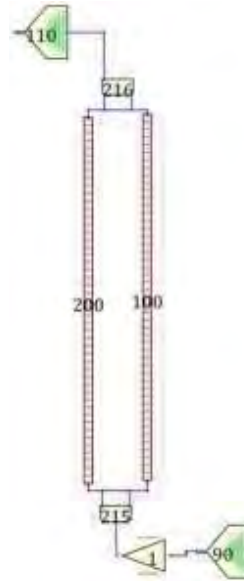


Figure 8 Sketch of the nodalization used in RELAP5 for simulating two boiling channels.

In most cases, the pressure drop along of the channel is assigned and kept constant as a boundary condition. However, in this case, we will fix the inlet mass flow rate and outlet pressure. From mass conservation: $\dot{m}_1 + \dot{m}_2 = \dot{m}_T = \text{constant}$.

Defining $N_{pM} = \frac{Q_{vfg}}{h_{lg} v_f \dot{m}_T}$ and $N_{pi} = \frac{Q_{vfg}}{h_{lg} v_f \dot{m}_i}$ We can set that

$$\phi = \frac{\dot{m}_1}{\dot{m}_T} \quad 1 - \phi = \frac{\dot{m}_2}{\dot{m}_T}$$

$$N_{pch1} = \frac{N_{pM}}{\phi} \quad , \quad N_{pch2} = \frac{N_{pM}}{1 - \phi}$$

The boiling channel length Z_{B1} and Z_{B2} are defined as the position at which the fluid become saturated, that is

$$Z_{B1} = \frac{N_{sub} L}{N_{pch1}} = \frac{L N_{sub} \phi}{N_{pM}} \quad Z_{B2} = \frac{N_{sub} L}{N_{pch2}} = \frac{L N_{sub} (1 - \phi)}{N_{pM}} \quad (4)$$

The different ΔP terms for channel 1 will be evaluated in what follows. Recall that the ΔP for channel 2 is will be same as for channel 1 but exchanging ϕ by $1 - \phi$. The friction term in (1), using the definition of the dimensionless numbers, reads

$$\Delta P_1 = \frac{\dot{m}_T^2 \phi^2}{2A^2 D \rho_f} L (N_{sub} \phi / N_{pM} - (1 - N_{sub} \phi / N_{pM}) / (1 - N_{sub} + N_{pM} / \phi)) \quad (5)$$

Following a similar procedure, the pressure drop for channel 1 due to form losses is

$$\Delta P_1 = \frac{k_i \dot{m}_T^2 \phi^2}{2A^2 \rho_f} + \frac{k_e \dot{m}_T^2 \phi^2 (1 - N_{sub} + \frac{N_{pM}}{\phi})}{2A^2 \rho_f} \quad (6)$$

where $\phi_{2\phi}^2$ was replaced by $1 + N_s + N_{pM}\phi$.

The gravity contribution, although it is being disregard in this work, results,

$$\Delta P_1 = g Z_{B1} \rho_f + g (L - Z_{B1}) \rho_{m1} = g N_{sub} \rho_f \phi / N_{pM} + \frac{g L (1 - N_{sub} \phi / N_{pM}) \rho_f}{(1 - N_{sub} + N_{pM} / \phi)} \quad (7)$$

Once again, the value ρ_{m1} may be calculated at the half exit quality. Adding (5) to (7), the total pressure drop along channel 1 become

$$\Delta P_1 = \frac{k_i \dot{m}_T^2 \phi^2}{2A^2 \rho_f} + \frac{k_e \dot{m}_T^2 \phi^2 (1 - N_{sub} + \frac{N_{pM}}{\phi})}{2A^2 \rho_f} + \frac{\dot{m}_T^2 \phi^2}{2A^2 D \rho_f} L (N_{sub} \frac{\phi}{N_{pM}} - \frac{1 - N_{sub} \frac{\phi}{N_{pM}}}{1 - N_{sub} + \frac{N_{pM}}{\phi}}) \quad (8)$$

Pressure loss ΔP_2 has the same expression as (6), (7) and (8) changing ϕ by $1 - \phi$.

Since $\Delta P_1 = \Delta P_2$ then

$$G(1 - \phi) = \Delta P_1 \frac{A^2 \rho_l}{N_{fr} \dot{m}_T^2} = \Delta P_2 \frac{A^2 \rho_l}{N_{fr} \dot{m}_T^2} = G(\phi) \quad (9)$$

$$G(\phi) = k_{im} \phi^2 + k_{em} \phi^2 \left(1 - N_s + \frac{N_{pM}}{\phi} \right) + \phi^2 \left(\frac{N_s \phi}{N_{pM}} - \frac{(1 - N_s \phi / N_{pM})}{1 - N_s + N_{pM} / \phi} \right) \quad (10)$$

For simplicity k_{em} and k_{im} denote k_e and k_i divided by N_{fr} . The main objective is to find the fixed points (roots) of the equation $G(\phi) - G(1 - \phi) = 0$. The equation may have at most four possible solutions. Two obvious solutions are: $\phi = 0$ and $\phi = 1/2$ where the latter means equal flow rate in both tubes. The other two solutions may be obtained solving the quadratic polynomial, which are:

$$\phi = 1/2 \mp \frac{\sqrt{N_{sub}^4 - 4N_{sub}^2(N_{pM} + k_{em}N_{pM} + k_{im}N_{pM} + N_{pM}^2 + k_{em}N_{pM}^2 - 2N_{pM}N_{sub} - k_{em}N_{pM}N_{sub} + N_{sub}^2)}}{2N_{sub}^2} \quad (11)$$

Other real solutions exist if the discriminant is greater than zero, i.e.:

$$N_{sub}^4 - 4N_{sub}^2(N_{pM} + k_{em}N_{pM} + k_{im}N_{pM} + N_{pM}^2 + k_{em}N_{pM}^2 - 2N_{pM}N_{sub} - k_{em}N_{pM}N_{sub} + N_{sub}^2) > 0 \quad (12)$$

In order to check the results, the following values for the different parameters are defined [8], we set: $k_i = 23$; $k_e = 5$; $h_{fg} = 1.5039 \times 10^6$ J/kg; $h_f = 1.267 \times 10^6$ J/kg; $f = 0.03$; $L = 3.66$ m; $D_0 = 1.24$ cm. Hence $N_{fr} = 4.43$; $k_{em} = 1.13$ and $k_{im} = 5.2$. For these values, the solutions of the above inequality are shown in Figure 9. Inside the colored zone are the possible real solutions for ϕ and the boundary corresponds to a zero discriminant.

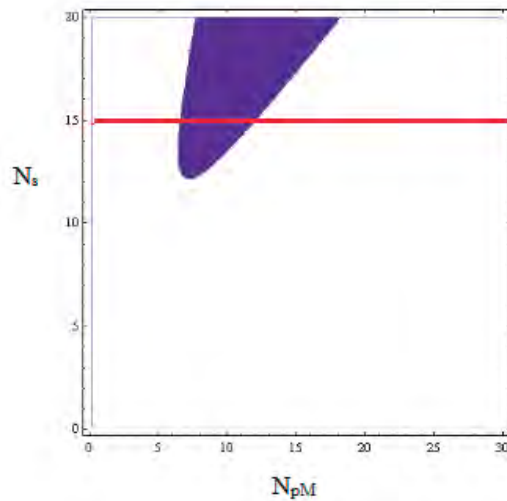


Figure 9 Contour plot of inequality (12).

For instance, let us select N_{sub} close to 15 (fixing liquid temperature), two values N_{pM} are obtained, namely: 6.6 and 12. These values correspond to the intersections of the red line (horizontal line) and the boundary. So, for a N_{pM} ranged between 6.6 and 12, the system will have more than one solution for each channel. Besides, fixing the inlet mass flow rate to 0.2 kg/s and the total power to 150 kW (delivered to the fluid in 2500 sec), the N_{pM} is close to 10. Figure 10 shows the results using RELAP5, with the HEM option.

As it can be seen in said figures there is no flow split (other than symmetrical). No agreement with the model exists because RELAP5 considers gravity. We recalculated using a modified RELAP5 version with variable gravity acceleration to keep simulations independent from changes in flow regimes that may arise using horizontal pipes. For this case we chose $g=10^{-9}$, *i.e.* disregarding the effects of the gravity term. Now, the simulations using RELAP5 may be observed in Figure 11.

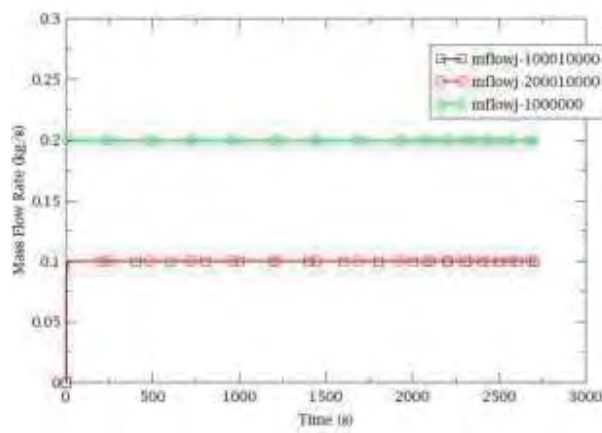


Figure 10 Mass flow rate through channels (named 100 and 200) using HEM model (gravity contribution is considered) using RELAP5. There is no flow splitting.

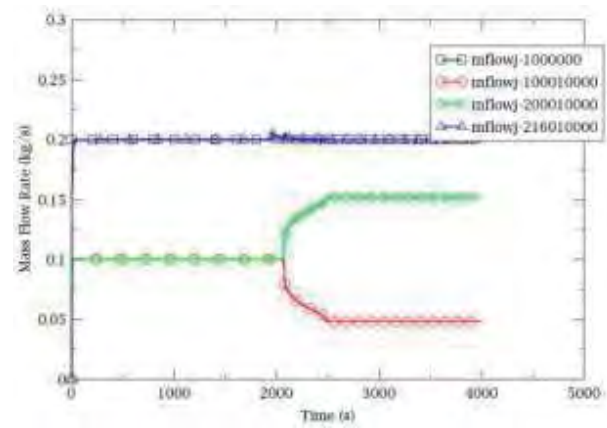


Figure 11 Mass flow rate through channels (named 100 and 200) using RELAP5. There is a stable flow splitting close to 2000 sec. (Vanishing gravity contribution).

The flow splits in a symmetric way. Please note that the bifurcation appears close to 2000 sec. The power when splitting is about 120 kW, giving a $N_{pM} = 8$ (close to one of the boundary). Recall that the N_{fr} number was selected arbitrarily and should be adjusted to a mean value.

Previously, it was considered two fluids using HEM model. When simulating applying the two-fluid model in RELAP5, the results are shown in Figure 12.

With the two-fluid model (now considering gravity) flow split was obtained at about 1500 sec (here the total power was delivered to fluid in 1500 sec instead of 2500 sec as in the HEM model). The most important observation is that the mass flow in both channels start oscillating about 1400 sec ($N_{pM} = 8$) and splits close to $N_{pM} = 10$. These values are similar to the theoretical ones.

The analysis done might be applied to parallel channel with a common inlet and outlet identical heated and forced and constant circulating fluid. However, it cannot explain why a similar behavior is found in a condensing system such as parallel tubes in a SG. A similar analysis for two U-tubes will be considered in what follows.

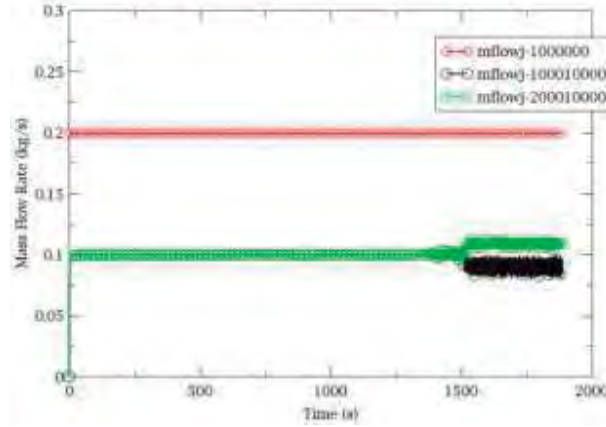


Figure 1 Mass flow rate through channels (named 100 and 200) using two-fluid model in RELAP5. There is a stable flow splitting close to 1500 sec.

2.4. Pressure drop instabilities in parallel U tubes

Following the above analysis, the pressure drop along a U-tube using HEM can be written as:

$$\Delta P = gL(\rho_h - \rho_c) + \frac{k_i \dot{m}^2}{2A^2 \rho_i} + \frac{fL \dot{m}^2}{2A^2 D \rho_s} + \frac{k_e \dot{m}^2}{2A^2 \rho_e} + \frac{k_m \dot{m}^2}{2A^2 \rho_s} \quad (13)$$

Nomenclature is as follows: ρ_i at inlet, ρ_e at outlet and ρ_h, ρ_c are the mean densities along the upward and downward legs respectively and ρ_s is the density at the top of the U-tube. In Table 1 is a description of other variables used. The value k_m was set to zero, however it may be relevant depending on the k_i and k_e values. The enthalpy along a l coordinate of the U-tube is:

$$h(l) = h_i - \frac{\pi D U_2 \Delta T_{ss}}{\dot{m}} l = h_i - \frac{\xi}{\dot{m}} l \quad (14)$$

ΔT_{ss} is the difference temperature between its primary and secondary sides (kept constant) and U_2 is a global heat transfer coefficient. The mean densities along a leg may be determined as

$$\bar{\rho}_l = \frac{1}{L} \int_0^L \frac{dl}{v_f + x(l) v_{fg}} \quad (15)$$

Where $x(l)$ is the thermodynamic quality at position l . The mean density for the upward leg (assuming that both inlet and outlet are in two phase) results:

$$\bar{\rho}_h = \frac{h_{fg}\dot{m}}{L\xi} \log \left[\frac{1 + \frac{x(l=0)v_{fg}}{v_f}}{1 + \frac{x(l=L)v_{fg}}{v_f}} \right] \quad (16)$$

If the downward leg is full of two phase fluid, the above expression can be extended between L and $2L$. However, due to the cooling conditions the downward leg will have single and two phase fluid, so the density should be a weighted mean between both regimes.

$$\bar{\rho}_l = \frac{1}{L} \int_0^{L_{2p}} \frac{dl}{vf + x(l)v_{fg}} + \frac{\rho_f(2L - L_{2p})}{L} \quad (17)$$

Where L_{2p} is the position at which the fluid becomes subcooled. In all of the cases, the downward leg will have the interphase between single and two phases. For the distributed friction the density at the top of the U-tube was used. The acceleration term, as before, was neglected.

Using the value in Table 1, it could be checked that when the mass flow rate is decreased friction losses are reduced approaching to zero, whereas the gravity contribution becomes more negative, reaching its minimum as it is shown in Figure 13.

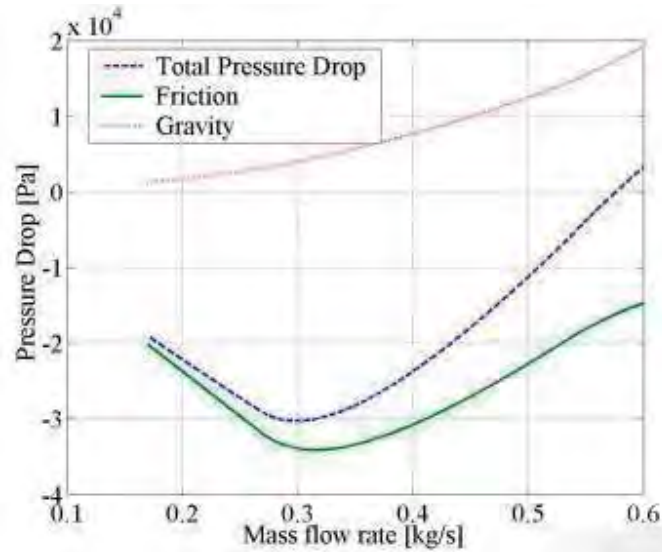


Figure 13 Total pressure drop, and gravity and friction contributions as a function of mass flow rate in one U-tube using the values in Table 1.

The local minimum takes place when the two phase – single phase interphase is between the middle plane and the top of the U tube of the downward leg. Finally, since both channels have the same pressure drop it results

$$\begin{aligned}
&gL(\rho_{h1} - \rho_{c1}) + \frac{k_i \dot{m}_1^2}{2A^2 \rho_i} + \frac{fL \dot{m}_1^2}{2A^2 D \rho_{s1}} + \frac{k_e \dot{m}_1^2}{2A^2 \rho_{e1}} + \\
&= gL(\rho_{h2} - \rho_{c2}) + \frac{k_i \dot{m}_2^2}{2A^2 \rho_i} + \frac{fL \dot{m}_2^2}{2A^2 D \rho_{s2}} + \frac{k_e \dot{m}_2^2}{2A^2 \rho_{e2}}
\end{aligned} \tag{18}$$

Expression (18) can be simplified under the following approximations: $\rho_e = \rho_f$, $\rho_s = \frac{\rho_f + \rho_i}{2}$, $f = 0.015$. Given that the pressure drop depends on $\dot{m}^2$ and $\dot{m}$, resulting in only one possible solution having both tubes equal flow rates. Thus, the flow splitting could not be seen under these simplifications.

Despite of the above, we may calculate the flow rate at which the minimum value is reached. The calculation was performed assuming the dependence of ρ_s with the mass flow rate for deriving and replacing by (15), accordingly. The mass flow rate for the minimum (where pressure drop derivative changes sign) and where it is expected a static instability (or Ledinegg type) is:

$$\begin{aligned}
&\dot{m}_{\min} = \\
&\frac{-\frac{gh_{fg}}{\xi v_{fg}} \ln(\rho_s / \rho_i \rho_f) - \rho_f x_i \frac{gh_{fg}}{\xi} - \frac{fL}{D} \frac{v_{fg} \xi L}{A^2 h_{fg}}}{2 \left(\frac{k_i}{A^2 \rho_i} + 2 \frac{fL/D}{\rho_s A^2} + \frac{k_e}{A^2 \rho_f} \right)} + \sqrt{\frac{\left(\frac{gh_{fg}}{\xi v_{fg}} \ln(\rho_s / \rho_i \rho_f) + \rho_f x_i \frac{gh_{fg}}{\xi} - \frac{fL}{D} \frac{v_{fg} \xi L}{A^2 h_{fg}} \right)^2 + 8gL\rho_s \left(\frac{k_i}{A^2 \rho_i} + 2 \frac{fL/D}{\rho_s A^2} + \frac{k_e}{A^2 \rho_f} \right)}{2 \left(\frac{k_i}{A^2 \rho_i} + 2 \frac{fL/D}{\rho_s A^2} + \frac{k_e}{A^2 \rho_f} \right)}}
\end{aligned} \tag{19}$$

The value obtained using (19) is close to the minimum shown in Figure 13, about 0.3 kg/s.

One of most important terms is the gravity term. Then, the difference between mean densities is:

$$\rho_h - \rho_c = \frac{h_{fg} \dot{m}}{L \xi v_{fg}} \ln \left[\frac{\rho_s^2(\dot{m})}{\rho_i \rho_e} \right] - \frac{\rho_f}{L} \left(2L - \frac{x_i \dot{m} h_{fg}}{\xi} \right) \tag{20}$$

Here, it can be noted the nonlinear dependence of the gravity term with the mass flow rate. Since density ρ_s varies with the first power of mass flow rate, the distributed friction depends on the third power of flow. Due to the combination of these nonlinearities, other possible states may exist. Unfortunately an analytical expression could not be obtained and if some approximations are applied, other solutions may not appear.

As an example, following the values used in Table 1, Figure 14 shows the pressure drop difference between channels as function of mass flow rate. There exists more than one equally pressure drops and different mass flow rates.

Nomenclature	Value	Variable / units
A	9.0×10^{-4}	Channel flow area (m ²)
k_i	10	Inlet concentrated pressure losses (-)

k_e	10	Outlet concentrated pressure losses (-)
k_m	0	k value at position m (-).
f	$0.316/\text{Re}^{0.25}$	Friction factor (-)
L	18.2	Total length of the U-tube (m)
ρ_f	739.86	Liquid saturated density (kg/m^3)
ρ_g	36.6	Vapor saturated density (kg/m^3)
μ	9.46×10^{-5}	Liquid Dynamic viscosity at saturation (Pa s)
$\dot{m}_T$	0.6	Total mass flow rate (kg/s)
U_2	10000	Heat transfer coefficient ($\text{W/m}^2/\text{K}$)
D_0	0.0334	Inner tube diameter (m)
x_i	0.12	Inlet thermodynamic quality (-)
p	7	Absolute pressure (MPa)
ξ_{1-2}	5374	Linear power (W/m)
Table 1 - Numerical values used in the calculations.		

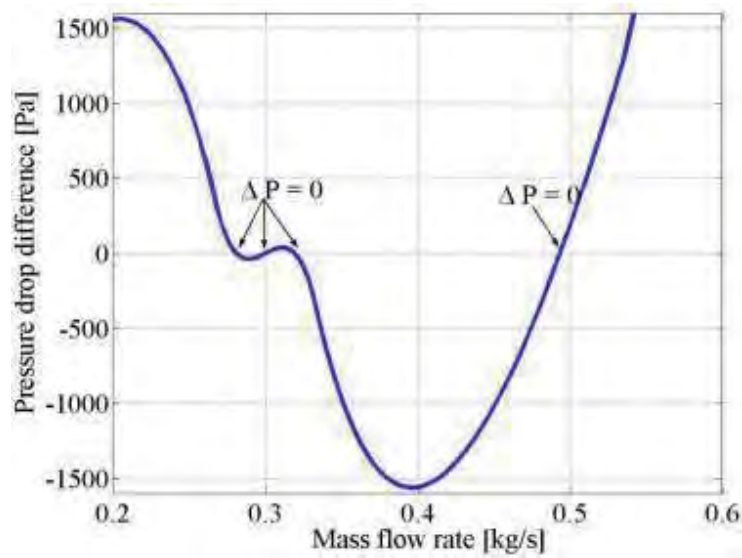


Figure 14 Pressure drop difference between both channels.

In previous works [10], other authors studied the pressure drop in U-tubes, focusing the analysis in conditions for flow reversal, a well-known phenomenon in vertical U-tubes of steam generators.

In this work, we point out on other possible solutions, having equal pressure drops and different mass flow rates. The contribution of the gravity term was crucial since the nonlinear dependence of mass flow rate was necessary for getting flow splitting. As it was shown, the split may be produced as a consequence of a static instability similarly as it happens with the flow reversal. In this case, when splitting occurs instead of flow direction reversal, the system may have found another stable operating state and the mass flow rates are in the same direction in both channels.

The results of the preceding analysis have been verified again using RELAP5 in the restricted geometry shown in Figure 15 and considering the above listed parameters and the additional ones depicted in said figure. The problem consists of two twin U-tubes channels with fixed mass flow rate and constant pressure at the inlet and the outlet, respectively. A heat structure was coupled to each U-tube for transferring heat from primary at constant heat transfer coefficient (“htc”) to secondary side, represented by a constant temperature boundary condition. It should be noted that the inlet quality and heat transfer coefficient when using two-phase model have been accommodated for searching the desired effect and may be different to those values used in HEM model.

The results obtained are shown in Figures 16 and 17. As may be observed, flow splitting has been correctly predicted. It should be noted that, on contrary to the HEM model, the two phase model exhibits and out-of-phase oscillations, which may be generated by different fluid velocities.

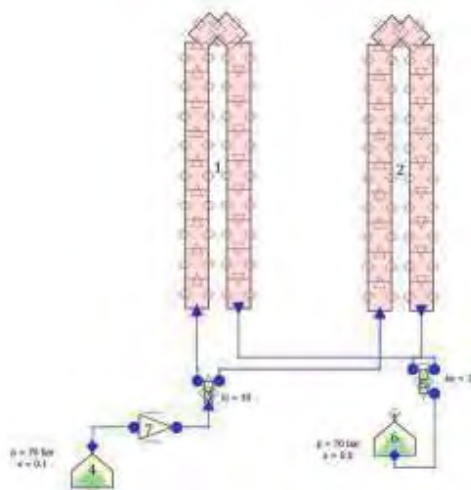


Figure 15 - Sketch of the RELAP5 nodalization for simulating two U-tubes with fixed mass flow rate.

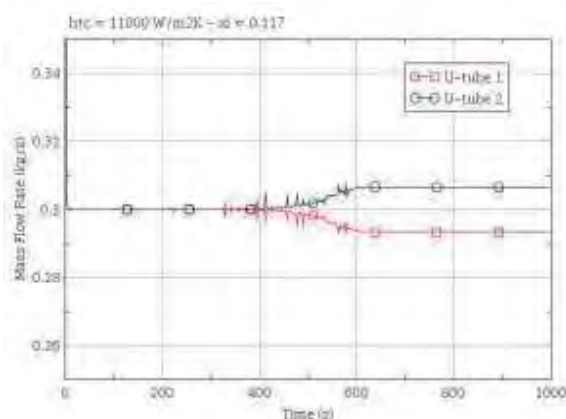


Figure 16 Mass flow rate distribution in U-tubes using HEM model with RELAP5.

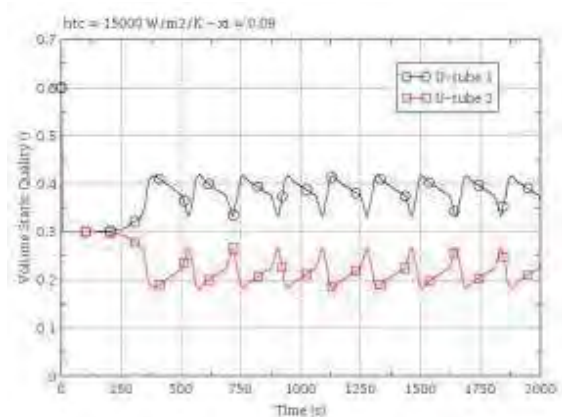


Figure 17 Mass flow rate distribution in U-tubes using two-phase flow model with RELAP5.

3. CONCLUSIONS

In this work, we have revisited the S-NC02-A experiment. Doing that, and since the number of steam generators U-tubes is small compared to a commercial SG, it was decided to split into two twin U-tubes. Uneven flow splitting, without flow reversal, at mass inventory of 83 % was found. The observed behavior was not expected, so two analytical models have been developed: one for two twin boiling pipes and another for two twin U-tubes. The analytical models showed that in both configurations it may be possible to get stable states with different mass flow rates without flow reversals and equal pressure drop. Particularly, for U-tubes it was proven that non-symmetrical splitting may be caused by appearance of a static instability which is responsible for flow reversal if no other states can exist. This analysis was also verified using RELAP5/MOD3.3. Coming back to S-ITF, the flow splitting may be a consequence of a static instability that produced the fluid splitting to other stable values. The out-of-phase oscillation has not been seen when the HEM model was used and conversely observed for two fluid velocities. The analysis herein shown and the correspondence of results obtained using RELAP5/MOD3.3 may constitute a new verification test for systems codes.

REFERENCES

- [1] G. G. Loomis, K. Soda, "Results of the Semiscale MOD-2A Natural Circulation Experiments", NUREG/CR-2335, 1982.
- [2] 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.
- [3] F. D'Auria and M. Frogheri, "Use of Natural Circulation Map for Assessing PWR performance", Nuclear Engineering and Design (Special Issue), **215**, No. 1&2, pp. 111-126, 2002.
- [4] A.I. Lazarte and J.C. Ferreri, "Natural Circulation Characterization of the CNA-II PHWR based on Flow Maps using RELAP5", 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Paper N9P0037, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.
- [5] J.M. McGlaun, L.M. Kmetyck, "RELAP5 Assessment: Semiscale Natural Circulation Tests S-NC-2 and S-NC-7", NUREG/CR-3258, 1983
- [6] Y.S. Bang, K.W. Seul, S. Lee and H. J. Kim, "Assessment of RELAP5/MOD3.2 with the Semiscale Natural Circulation Experiment S-NC-8B", NUREG /IA-0144, 1998.
- [7] M. Colombo, A. Cammi, D. Papini and M.E. Ricotti, "RELAP5/MOD3.3 study on density wave instabilities in single channel and two parallel channels", Progress in Nuclear Energy, **56**, pp. 15-23, 2012.
- [8] W. Ambrosini, J.C. Ferreri, "Analysis of basic phenomena in boiling channel instabilities with different flow models and numerical schemes". In: Proceedings of the 14th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 14), Miami, Florida, USA, July 17-20, 2006.
- [9] Popov, N.K., Rohatgi, U.S., Rummens, H.E.C., And Duffey, R.B., "Twophase Flow Stability in Low Pressure Parallel Vertical Heated Annuli", Proc. ASME/JSME/SFEN

- International Conference on Nuclear Engineering, ICONE 8, Baltimore, Maryland, USA, April 2-6, Paper #8568, 2000.
- [10] Jea-Jun Jeon, M Hwan, Y Jin Lee and B. Dong Chun. “Non-uniform flow distribution in the steam generator U-tubes of a pressurized water reactor plant during single and two-phase natural circulations”, Nuclear Engineering and Design, **231**, pp 303-314, (2004).

A Verification Problem for Thermal-Hydraulics Systems Codes Dealing with Twin-Parallel-Boiling Channels

Lazarte, A.I. and Ferreri, J.C.

A VERIFICATION PROBLEM FOR THERMAL-HYDRAULICS SYSTEMS CODES DEALING WITH TWIN-PARALLEL-BOILING CHANNELS

Alejandro I. Lazarte^a and J.C. Ferreri^{b,1}

^a*Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. Del Libertador 8250, 1429 Buenos Aires, Argentina,
alazarte@arn.gob.ar, <http://www.arn.gob.ar>*

^b*Instituto de Tecnología, UADE, Lima 717, (C1073AAO) Buenos Aires
and Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. Del Libertador 8250, 1429 Buenos Aires, Argentina
jcferreri@gmail.com*

Keywords: Verification of Codes, Systems Thermal-hydraulics codes, Nuclear Engineering.

Abstract. In the analysis of the nuclear safety of complex nuclear systems, almost one-dimensional system thermal-hydraulics codes are to be used perhaps for a couple of decades from now. Computational Fluid Dynamics (CFD) tools are accepted at present to be a support of such analyses and they are used coupled to systems codes or as separate analysis tools for isolated components with boundary conditions obtained from systems codes. The restricted acceptance of “pure” CFD codes is due to many reasons but two of them are relevant, namely a) the apparent lack of CFD grade experimental data and b) the need for a complete verification and validation (V&V) and the uncertainty quantification for the codes currently available. There is plenty of experimental data related to integral test facilities (ITFs) that constitute macroscopic systems behavior information and a consolidated data base for such purposes. Despite of this, additional verification cases may be added to the above mentioned consolidated data. The results presented in this paper, show how a validation case lead to find a not still reported (in the Authors knowledge) verification case. The problem is related to twin-parallel-boiling channels, connected through common plena. This is, of course, a problem that deserved many tens of papers in the last four decades. Flow splitting without reversal was computationally found and to explain this behavior a theoretical model limited in scope was developed that was a posteriori verified using a particular systems code (RELAP5/MOD3.3) commonly applied to perform safety analyses of nuclear power plants. The rationale followed, the analysis performed and the confirmatory computational results found are summarized in this paper.

¹ *Advisor Emeritus*

1. INTRODUCTION

This paper shows the path followed to discern the cause of some unexpected behavior in the prediction of the flow distribution in parallel boiling channels with common inlet and outlet plena. This configuration is common in the core of boiling water reactors in pressurized water reactors of nuclear power plants and in other installations that typically consist of a set of parallel, vertical tubes with the above mentioned physical configuration and a common downcomer. As it may be expected, there is plenty of consolidated literature on the subject since four decades ago but, despite this, the present analysis will be also of restricted scope, showing the way followed to perform the verification and validation (V&V) in the particular field of natural circulation (NC).

The results of the analysis to be presented have been found following a somewhat peculiar way, namely: a) a validation study considering an integral test facility (ITF) was under way, b) the usual one pipe nodalization for a steam generator was refined to consider two tubes because of the real, more realistic geometry of the ITF, c) for the sake of symmetry verification equal (average) heights for the pipes were imposed, d) an unexpected, asymmetrical, steady flow splitting was found using a systems thermal-hydraulics (TH) code named RELAP5/MOD 3.3, e) sensitivity studies were performed that avoided this splitting but lead the results outside the uncertainty band of the experiment, then, f) an approximate theoretical analysis was performed and the conditions for unsymmetrical flow splitting have been predicted and g) finally, the code prediction for this TH problem was found to be in concordance with the theoretical results. The previous sequence showed that a validation study could lead to a verification problem that should be adequately predicted by a TH systems code.

Results obtained on the flow along two identical parallel, vertically oriented channels with common input and output plena will be reported in this paper. Results have been obtained using a systems code (RELAP5/MOD3.3) and an approximate theoretical analysis performed to explain non symmetrical flow splitting. The theoretical results implied considering constant input flow rate to the plena but this condition is not a limitation because the simulated stepwise reduction scenario implies quasi-constant flow rate during the step.

Criteria for the application of these results in practical V&V studies have been drawn also for the original, more general, SG problem that will be reported elsewhere.

2. ANALYSIS

2.1. A summary of previous validation analyses, including appearance of SG unsymmetrical splitting

Experiment SEMISCALE NC02-A (S-NC02-A) in its single loop geometry has been documented three decades ago, as a part of a series of reports on natural circulation experiments in this ITF and a final report may be found in e.g. [Loomis and Soda \(1982\)](#). This experiment consists of a controlled, natural circulation, stepwise mass inventory reduction transient. The proposed assessment nodalization, as reported in the manuals of the code used (RELAP5/MOD3.3gl and MOD3.3iy Patch4), as provided by the [United States Nuclear Regulatory Commission \(1995\)](#), was considered. This one SG tube representation corresponds to the intact loop of the installation. Figure 1 shows the natural circulation flow map (NCFM) as defined by [D'Auria and Frogheri \(2002\)](#) resulting from the simulations of experiment S-NC02-A using the above mentioned nodalization for the particular case of 60 kW power. RM% stands for the percentage of mass remaining in the system and diminishes in a stepwise manner due to the experiment design. When a very small break loss of coolant accident (SBLOCA) is considered, RM% diminishes in continuous way. This figure deserves some consideration because a special sensitivity analysis was considered. This sensitivity analysis

has been detailed by [Lazarte and Ferreri \(2012\)](#), giving consideration to the modifications to the code that allowed multiplying, by a factor chosen randomly, five heat transfer correlations and the wall friction factor. It seemed natural to the authors to seek the effect of random variations of multipliers (ranging from 0.5 to 1.5 with a uniform distribution) affecting several closure correlations because of the balance between buoyancy and friction in quasi-steady states. Five heat transfer correlations were chosen based on a reference run that detailed the ones used in the thermo-siphon oscillations regime during the transient. The bulk friction factor correlation was also magnified by a factor. The same was considered for the gravity acceleration that could also be modified by a factor (this may seem strange but its interest will be shown later in this paper). Setting all multipliers equal to unity implies that results must be the same than the ones obtained from the original executable RELAP5. This was appropriately verified comparing the outputs from runs associated to the S-NC02-A experiment.

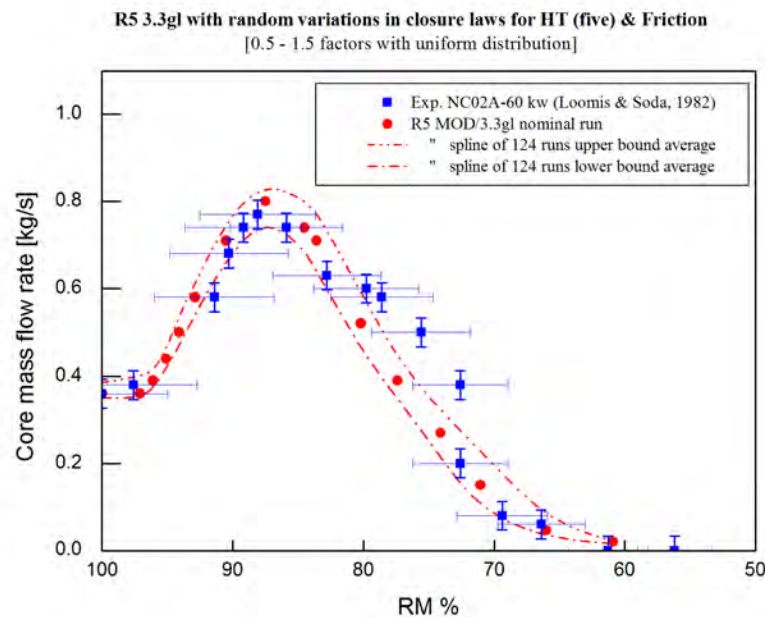


Figure 1 NCFM for S-NC02-A including bands for parameters variation and experimental data.

The main conclusion that may be drawn from Figure 1 is that the stepwise scenario is satisfactorily represented, with predicted behavior included in the experimental uncertainty band, even considering the aforementioned variation of parameters. This lack of sensitivity led the authors to pursue in a further, more detailed geometrical representation of the SEMISCALE-ITF for this experiment.

The broken SG is constructed with two tubes of different height. The nodalization as proposed in the RELAP5 assessment manual represents the intact SG loop, constructed with six tubes of three different heights, whose average is the height in the nodalization. In passing, it must be noted that this lumping from the real geometry to the one tube configuration in said manual, implies that the flow and heat transfer areas considered correspond to the intact loop, *i.e.* six SG tubes. The obvious way to proceed would be representing the tubes with their specified geometries. However, instead of firstly following this way and for the sake of symmetry verification, it was decided to represent the SG by two equal tubes of average height, *i.e.* splitting the original SG (the one in the original nodalization) tube in two identical tubes, as specified in the S-NC02-A experiment with half flow area. Heat slabs have been appropriately

redefined. The effects of distributed friction should not influence too much the results when compared with concentrated pressure losses.

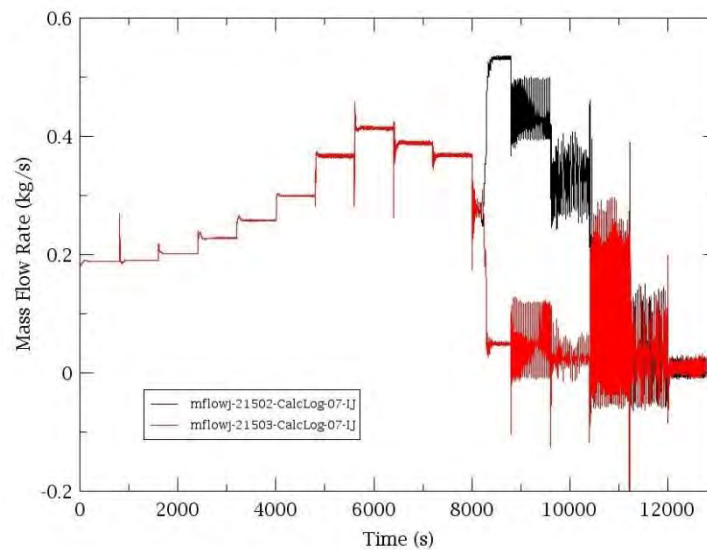


Figure 2 Mass flow rates in the tubes of the SG for stepwise reduction of mass inventory. Concentrated pressure losses as in the assessment example.

Figure 2 shows the flow rate in the tubes of the SG as a function of time for a stepwise mass inventory reduction. For the particular values of the relevant concentrated pressure losses, coincident with the one SG tube nodalization, the oscillations are in phase. The nomenclature in what follows for these losses is: K_i and K_e represent the concentrated pressure loss factors at the inlet and outlet of the SG tubes while K_I and K_E represent the corresponding values at the SG plena. Code (RELAP5/MOD3.3) calculated abrupt area changes loss coefficients are denoted by “a=1”. In a consistent way with the analysis of [Bang et al. \(1998\)](#), it was decided to impose concentrated pressure losses as given by the “abrupt area change” in the SG tubes.

It is evident from Figure 2 that the flow splits non-symmetrically in the tubes. Its sum is constant and equal to the loop flow rate. It must be also considered that in one SG tube simulations, these oscillations are usually considered as thermo-siphon oscillations and this interpretation is kept here too.

Additionally, it is usually accepted that a very SBLOCA (with an approximate linearly decreasing mass inventory) can be representative of a stepwise varying mass inventory. This has been established three decades ago, see e.g. [Loomis and Soda \(1982\)](#) and [Duffey and Sursock \(1987\)](#) and also shown as a verification example by [Lazarte and Ferreri \(2012\)](#) in relation to the experiment under analysis. Then, the simulations to be considered from hereon will also show results obtained for a 1 mm diameter break size, as in the stepwise experiment considered. The geometrical details of the break have also been checked with the ones reported by [Bang et al. \(1998\)](#).

All concentrated loss coefficients in the SG were removed, except those calculated by the code for computing the “abrupt area change”. Figure 3 shows the mass flow rate for both channels as function of inventory in the primary system. Once again, there is a flow splitting and out-of-phase oscillations, which remain for inventories lower than 75 %. For a mass inventory about 79 % the flow is still oscillating but the splitting disappears.

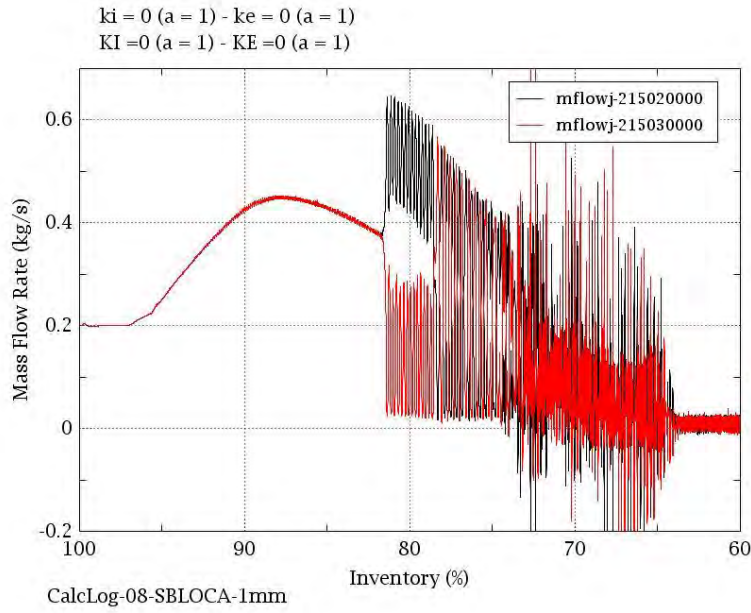


Figure 3 Mass flow rate in the SG tubes, showing a period of “flow split” for a SBLOCA.

It is important to record the mass inventory at which the flow splits because this value will be considered as boundary condition for an analytical treatment of the problem. In the case shown the flow splits when the inventory is about 83%. At this condition, the SG inlet is a mixture of two phase flow with a quality close to 0.08, and the fluid comes out subcooled. The pressure oscillates between 6.2 and 7.0 MPa, approximately. The following simplified analysis will be based on these conditions. Out-of-phase flow oscillations after splitting may be noted in Figure 3b.

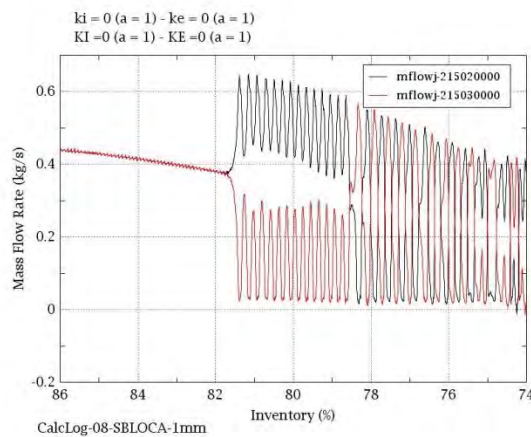


Figure 3b Mass flow rate in the SG tubes, showing out-of-phase oscillations. Zoom from Figure 3.

The observed behavior can be avoided, for instance, increasing the inlet concentrated loss coefficients. This reduces the relevance of gravity term in pressure drop, as it will be shown in the following section. However, notwithstanding this rather artificial way of performing, it was verified, but the observed results increased the lack of coincidence with the experiments

outside the uncertainty band of the experiments and the most important question, i.e. can this flow splitting be explained by an appropriate theory?, remains unanswered.

2.2. An approximate analysis of unsymmetrical flow splitting in twin, parallel boiling channels with common input and output plena.

Given the flow peculiarities for the considered geometry, which is depicted in Figure 4, an approximate model was set up. In order to proceed, oscillations in two parallel boiling pipes were firstly considered. This subject has received plenty of attention since more than three decades ago, given the behavior of said systems. This interest has persisted up to recently and an interesting example may be found, e.g. in the analysis by [Colombo et al. \(2012\)](#) Since the starting point in this work were the results obtained by [Ambrosini and Ferreri \(2006\)](#), the present authors decided to extend said results to two parallel pipes. The results confirmed the ones shown by [Colombo et al. \(2012\)](#), showing in-phase and counter-phase density waves oscillations as a function of the values of the concentrated pressure losses.

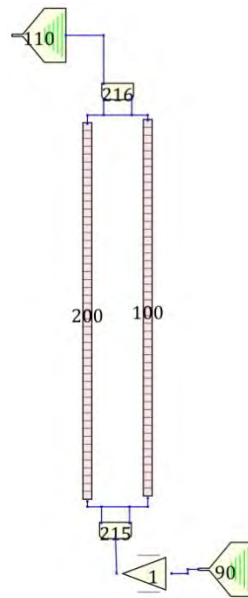


Figure 4 Sketch of the nodalization used in RELAP5 for simulating two boiling channels.

These simulations, through suitable modifications of governing parameters, did not show the flow splitting behavior, so the simplified analysis to be considered and the verification using RELAP5 that follows, may give a way to the understanding of this situation.

Let us first consider a single boiling pipe and homogeneous, equilibrium fluid model (HEM). As it is well-known, the pressure drop along a boiling channel can be written as:

$$\Delta P = g Z_B \rho_f + g (L - Z_B) \rho_m + \frac{k_i \dot{m}^2}{2A^2 \rho_f} + \frac{f \left(\frac{Z_B}{\rho_f} + \frac{L - Z_B}{\rho_m} \right) \dot{m}^2}{2A^2 D} + \frac{k_e \dot{m}^2 \phi_{2\phi}^2}{2A^2 \rho_f} \quad (1)$$

where Z_B is the non-boiling length, $\dot{m}$, is the mass flow rate, A is the channel area, g the gravity acceleration, L the channel length, f the friction factor (assumed constant in this analysis), ρ_f is the liquid density at saturation and ρ_m a mean density in the two phase region calculated at half outlet quality. Parameters k_i and k_e are the concentrated friction values at the inlet and outlet of

the individual channels, respectively. $\phi_{2\phi}^2$ is the two phase friction factor defined by $(v_f + v_{fg}x)^{-1}$ that acts as mixture density, and it is equal to the unity when the fluid is saturated with $x = 0$.

Some useful (and commonly used) definitions are:

$$N_p = \frac{Q v_{fg}}{h_{fg} v_f \dot{m}}, \quad N_s = \frac{\Delta h_{in} v_{fg}}{h_{fg} v_f}, \quad N_{fr} = \frac{fL}{2D} \quad (2)$$

where N_p , N_s and N_{fr} are the phase change, subcooling and friction dimensionless numbers; v_{fg} , is the difference between the gas and liquid specific volumes and h_f and h_{lg} are the saturation and latent heat, respectively.

Suppose now two parallel (twin channels) as shown in Figure 4. The pressure drop through them should be equal; i.e. $\Delta P_1 = \Delta P_2$. Following the idea used by [Popov et al. \(2000\)](#), let us try to find if there are solutions that allow the twin (identical) channels to have different mass flow rates and equal pressure drop (for a given inlet mass flow rate) during boiling. This is a static analysis.

In most cases, the pressure drop along of the channel is assigned and kept constant as a boundary condition. However, in this case, we will fix the inlet mass flow rate and outlet pressure. From mass conservation: $\dot{m}_1 + \dot{m}_2 = \dot{m}_T = \text{constant}$.

Defining: $N_{pM} = \frac{Q v_{fg}}{h_{fg} v_f \dot{m}_T}$ and $N_{pi} = \frac{Q v_{fg}}{h_{fg} v_f \dot{m}_i}$ and setting:

$$\phi = \frac{\dot{m}_1}{\dot{m}_T} \quad 1 - \phi = \frac{\dot{m}_2}{\dot{m}_T}$$

then

$$N_{p1} = \frac{N_{pM}}{\phi}, \quad N_{p2} = \frac{N_{pM}}{1 - \phi}$$

The boiling channel length Z_{B1} and Z_{B2} are defined as the position at which the fluid becomes saturated, that is

$$Z_{B1} = \frac{N_s L}{N_{p1}} = \frac{L N_s \phi}{N_{pM}} \quad Z_{B2} = \frac{N_s L}{N_{p2}} = \frac{L N_s (1 - \phi)}{N_{pM}} \quad (3)$$

The different ΔP terms for channel 1 will be evaluated in what follows. Recall that ΔP for channel 2 is the same as for channel 1 but exchanging ϕ by $1 - \phi$. The friction term in (1), using the definition of the dimensionless numbers, reads

$$\Delta P_{1f} = f \frac{\dot{m}_T^2 \phi^2}{2A^2 D \rho_f} L \left(N_{sub} \frac{\phi}{N_{pM}} + \left(1 - \frac{N_{sub} \phi}{N_{pM}} \right) \left(1 - N_{sub} + \frac{N_{pM}}{\phi} \right) \right) \quad (4)$$

Following a similar procedure, the pressure drop for channel 1 due to form losses is

$$\Delta P_{1fL} = \frac{k_i \dot{m}_T^2 \phi^2}{2A^2 \rho_f} + \frac{k_e \dot{m}_T^2 \phi^2 (1 - N_{sub} + \frac{N_{pM}}{\phi})}{2A^2 \rho_f} \quad (5)$$

where $\phi_{2\phi}^2$ was replaced by $1 - N_s + N_{pM}\phi$.

The gravity contribution, although it is disregarded in this work, results,

$$\Delta P_{1g} = g Z_{B1} \rho_f + g (L - Z_{B1}) \rho_{m1} = g N_{sub} \rho_f \frac{\phi}{N_{pM}} + \frac{g L \left(1 - N_{sub} \frac{\phi}{N_{pM}}\right) \rho_f}{\left(1 - N_{sub} + \frac{N_{pM}}{\phi}\right)} \quad (6)$$

Once again, the value ρ_{m1} may be calculated at the half exit quality. Adding (5) to (7), the total pressure drop along channel 1 become

$$\begin{aligned} \Delta P_1 = & \frac{k_i \dot{m}_T^2 \phi^2}{2A^2 \rho_f} + \frac{k_e \dot{m}_T^2 \phi^2 \left(1 - N_{sub} + \frac{N_{pM}}{\phi}\right)}{2A^2 \rho_f} \\ & + f \frac{\dot{m}_T^2 \phi^2}{2A^2 D \rho_f} L \left(N_{sub} \frac{\phi}{N_{pM}} + \left(1 - N_{sub} \frac{\phi}{N_{pM}}\right) \left(1 - N_{sub} + \frac{N_{pM}}{\phi}\right) \right) \end{aligned} \quad (7)$$

Pressure loss ΔP_2 has the same expression as (6), (7) and (8) changing ϕ by $1 - \phi$.

Since $\Delta P_1 = \Delta P_2$ then

$$G(1 - \phi) = \Delta P_1 \frac{A^2 \rho_f}{N_{fr} \dot{m}_T^2} = \Delta P_2 \frac{A^2 \rho_f}{N_{fr} \dot{m}_T^2} = G(\phi) \quad (8)$$

$$\begin{aligned} G(\phi) = & k_{im} \phi^2 + k_{em} \phi^2 \left(1 - N_s + \frac{N_{pM}}{\phi}\right) \\ & + 2\phi^2 \left(\frac{N_s \phi}{N_{pM}} + \left(1 - N_{sub} \frac{\phi}{N_{pM}}\right) \left(1 - N_{sub} + \frac{N_{pM}}{\phi}\right) \right) \end{aligned} \quad (9)$$

For simplicity k_{em} and k_{im} denote k_e and k_i divided by N_{fr} . The main objective is to find the roots of the equation $G(\phi) - G(1 - \phi) = 0$. The equation may have at most three possible solutions. One obvious solution is $\phi = 1/2$ which means equal flow rate for both tubes. The other two solutions may be obtained solving the quadratic polynomial:

$$\phi \rightarrow \frac{1}{2} \mp \frac{N_s \sqrt{(-2N_{pM}(2 + k_{em} + k_{im} + (2 + k_{em})N_{pM}) + 2(4 + k_{em})N_{pM}N_s - 3N_s^2))}}{2N_s^2} \quad (10)$$

Real solutions exist if the discriminant is greater than zero, i.e.:

$$-2N_{pM}(2 + k_{em} + k_{im} + (2 + k_{em})N_{pM}) + 2(4 + k_{em})N_{pM}N_s - 3N_s^2 > 0 \quad (11)$$

In order to check the results, following the values for the different parameters are defined by [Ambrosini and Ferreri \(2006\)](#), we set: $k_i = 23$; $k_e = 5$; $h_{fg} = 1.5039 \times 10^6$ J/kg; $h_f = 1.267 \times 10^6$ J/kg; $f=0.01$; $L = 3.66$ m; $D_0 = 1.24$ cm. Hence $N_{fr} = 1.476$; $k_{em} = 3.39$ and $k_{im} = 15.58$. For these values, the solutions of the above inequality are shown in Figure 5. Inside the colored zone are the possible real solutions for ϕ and the boundary corresponds to zero discriminant.

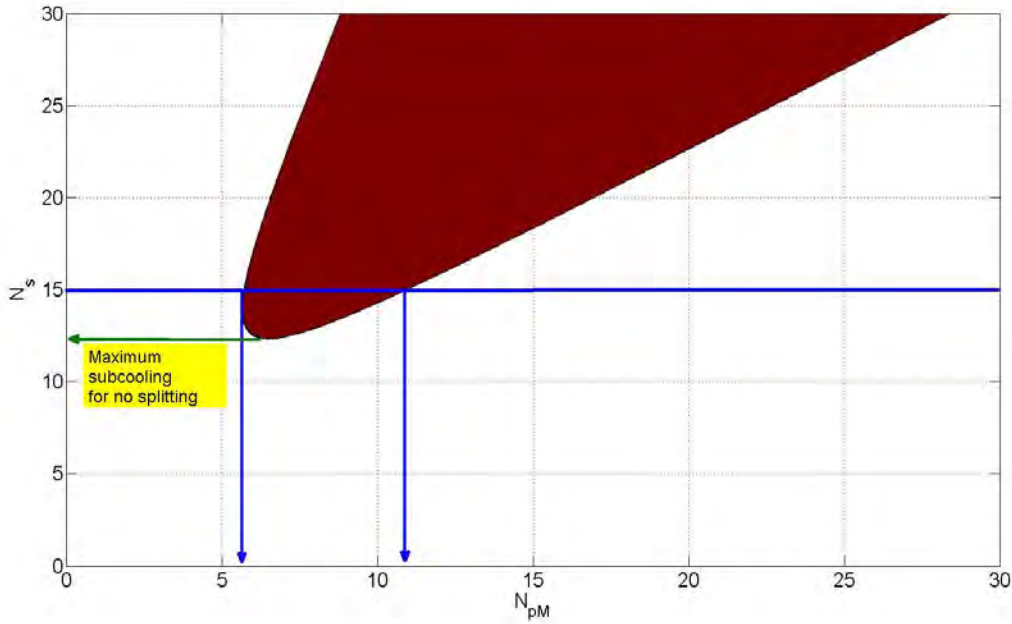


Figure 5 Contour plot of inequality (12).

For instance, let us select N_S close to 15 (fixing liquid temperature), two values N_{pM} are obtained, namely: 5.7 and 11. These values correspond to the intersections of the horizontal line and the boundary. So, for N_{pM} ranged between 5.7 and 11, the system will have more than one solution for each channel. Besides, fixing the inlet mass flow rate to 0.2 kg/s and the total power to 150 kW (delivered to the fluid in 2500 sec), N_{pM} is close to 10. Figure 6 shows the results using RELAP5, with the HEM option.

As it can be seen in said figures there is no flow split (other than symmetrical). No agreement with the model exists because RELAP5 considers gravity. We recalculated using a modified RELAP5 version with variable gravity acceleration to keep simulations independent from changes in flow regimes that may arise using horizontal pipes. For this case we selected $g=10^{-9}$, *i.e.* disregarding the effects of the gravity term. Now, the simulations using RELAP5 may be observed in Figure 7.

The flow splits in a symmetric way. Please note that the splitting appears close to 2000 s. The power when splitting is about 120 kW, giving $N_{pM} = 8$ (close to one of the boundary). Recall that the N_{fr} number was selected arbitrarily and should be adjusted to a mean value.

Previously, it was considered two fluids using HEM model. When simulating applying the two-fluid model in RELAP5, the results are shown in Figure 8.

With the two-fluid model (now considering gravity) flow split was obtained at about 1500 sec (here the total power was delivered to fluid in 1500 sec instead of 2500 sec as in the HEM model). The most important observation is that the mass flow in both channels start oscillating about 1400 sec ($N_{pM} = 8$) and splits close to $N_{pM} = 10$. These values are similar to the theoretical ones.

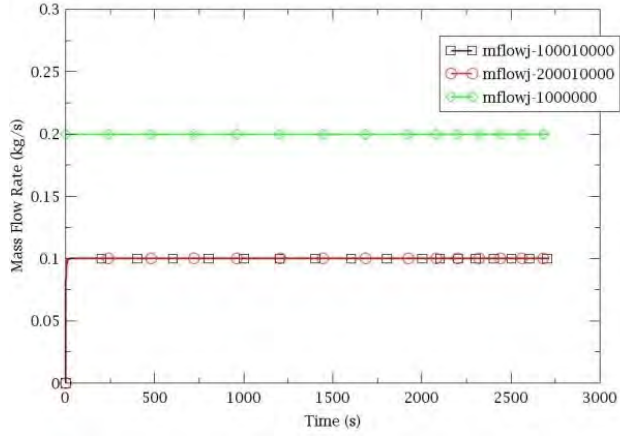


Figure 6 Mass flow rate through channels (named 100 and 200) using HEM model (gravity contribution is considered) using RELAP5. There is no flow splitting.

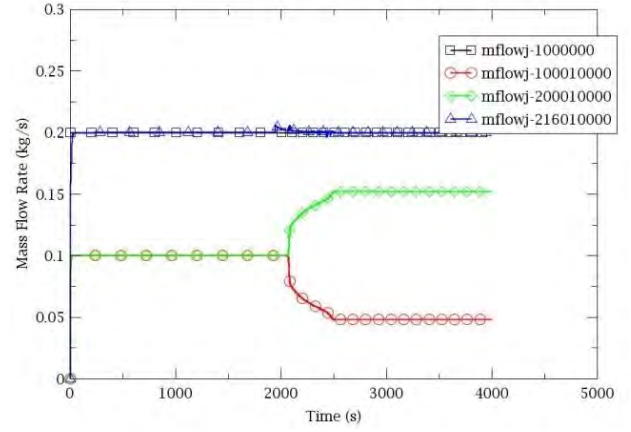


Figure 7 Mass flow rate through channels (named 100 and 200) using RELAP5. There is a stable flow splitting close to 2000 sec. (Vanishing gravity contribution).

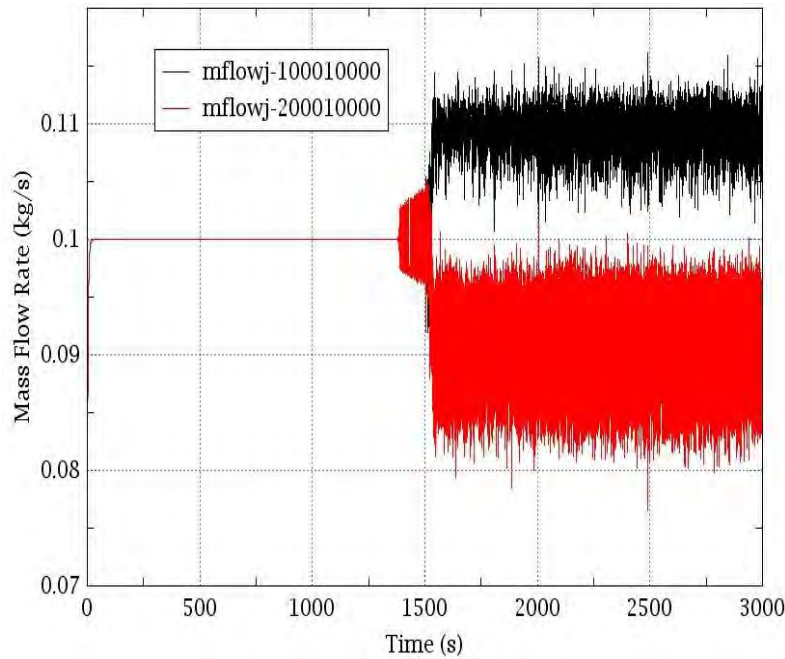


Figure 8 Mass flow rate through channels (named 100 and 200) using two-fluid model in RELAP5. There is a stable flow splitting close to 1500 sec.

Based on figure 5, there exists a maximum subcooling number, about 12, for getting splitting. Recalling that when subcooling number increases it means a decrease of fluid temperature or enthalpy this maximum N_s corresponds to the maximum temperature at which flow splitting may be expected.

The maximum subcooling number may be calculated from (11), obtaining:

$$N_s^{\max} = \frac{8 + 4k_{im} + \sqrt{6}\sqrt{(2 + k_{em})(2 + k_{em} + k_{im})^2 + k_{em}(6 + k_{em} + k_{im})}}{4 + k_{em}(2 + k_{em})} = 12.3$$

The mass flow rate for the two fluid model with inlet temperature set as 355 K ($Ns \sim 12$), keeping all other conditions the same as in figure 8, is depicted in figure 9. It may be seen that no flow splitting or other stable states come up.

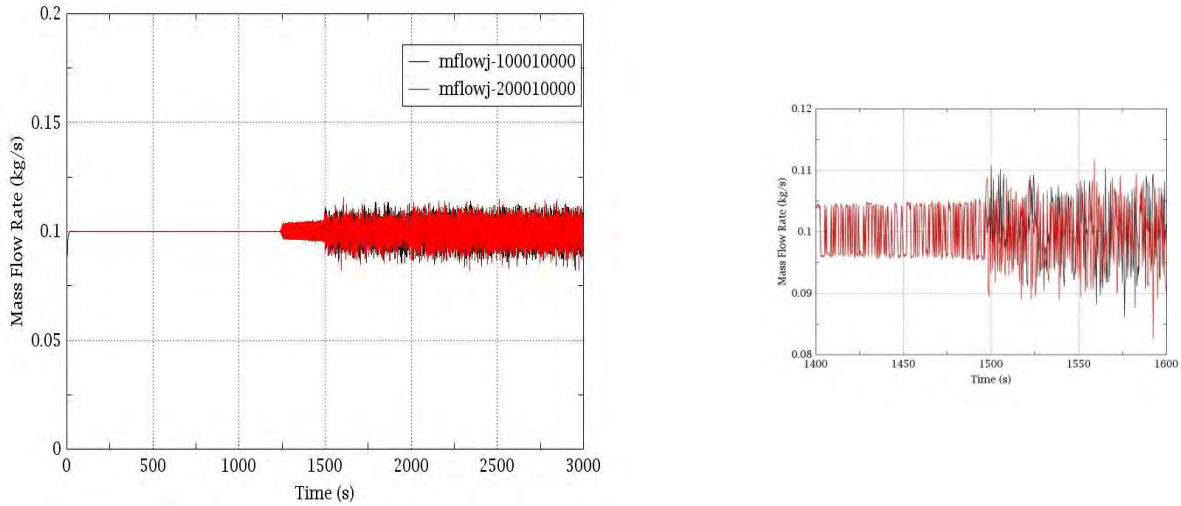


Figure 9 Mass flow rate through channels (named 100 and 200) using two-fluid model in RELAP5
There is no flow splitting close to 1500 s for $Ns=12$.

3. DISCUSSION

Static instabilities exist depending on the intersection between the system characteristic curve and the driven force curve. This means that the system becomes unstable if

$$\partial \Delta P / \partial \dot{m} < 0 \quad (12)$$

It can be proven that depending on the system parameters (pressure, temperature, inlet and outlet concentrated loss coefficients) the acceleration and gravity terms may be neglected in the pressure drop equation. So, the maximum contributions to be considered are the distributed friction and the concentrated irreversible pressure drop terms. This hypothesis may be appropriate for vertically heated channels as it was shown in the analysis above.

In the analysis for twin heated channels, the existence of multiple steady states for a fixed total mass flow rate was shown. It should be noted that flow splitting follows the instability threshold given by the mass flow rate that vanishes expression (12). It is well-known that the threshold is close to the onset of boiling, that fall by the local minimum of the characteristic pressure drop curve against mass flow rate.

As it is shown in figures 7 and 8, the instability develops and then the flow splitting takes place when appropriate conditions are met. The instability starts at a lower N_p (for each channel) than splitting. No flow splitting has been seen previous to the instability development at least for cases studied here. Hence, the static or zero order instability is a necessary condition for triggering flow splitting but does not seems to be sufficient.

When dealing with two U tubes, as in steam generators or boilers, gravity increases its relevance in pressure drop calculations as well as in the heat transfer to secondary side. Despite of this, the flow splitting may come from multiple steady states in the U-tubes as in the parallel boiling channels. This may justify why flow splitting in the Semiscale NC-02A experiment simulation was found. At present a simplified map is being developed, aimed at determining the regions that U-tubes have other multiple steady states.

4. CONCLUSIONS

Results obtained on the flow along two identical parallel, vertically oriented channels with common input and output plena have been reported in this paper. Computational results have been obtained using a systems code (RELAP5/MOD3.3) and an approximate theoretical analysis performed to explain non symmetrical flow splitting. Results have been obtained imposing constant input flow rate but this condition is not a limitation because given the simulated stepwise reduction scenario implies quasi-constant flow rate during the step. The analytical model has been applied to set a couple of cases with parameters similar to the experiment and the calculations performed with the systems code closely verified the splitting conditions.

Criteria for the application of these results in practical V&V studies have also been obtained for the original, more general, SG problem that will be reported elsewhere.

REFERENCES

- Ambrosini, A. and Ferreri, J.C., Analysis of basic phenomena in boiling channel instabilities with different flow models and numerical schemes, *In: Proceedings of the 14th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 14)*, Miami, Florida, USA, July 17-20, 2006.
- Bang, Y.S., Seul, K.W., Lee, S. and Kim, H. J. , Assessment of RELAP5/MOD3.2 with the Semiscale Natural Circulation Experiment S-NC-8B, NUREG /IA-0144, 1998.
- Colombo, M., Cammi, A., Papini, D. and Ricotti, M.E., RELAP5/MOD3.3 study on density wave instabilities in single channel and two parallel channels, *Progress in Nuclear Energy*, 56:15-23, 2012.
- D'Auria, F. and Frogheri, M., Use of Natural Circulation Map for Assessing PWR performance, *Nuclear Engineering and Design (Special Issue)*, 215:111-126, 2002.
- Duffey, R. B. and Sursock, J. P., Natural Circulation Phenomena Relevant to Small Breaks and transients, *J. Nuclear Engineering & Design*, 102:115-128, 1987
- Lazarte, A.I. and Ferreri, J.C., Natural Circulation Characterization of the CNA-II PHWR based on Flow Maps using RELAP5, 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Paper N9P0037, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.
- Loomis, G. G. and Soda, K., Results of the Semiscale MOD-2A Natural Circulation Experiments, NUREG/CR-2335, 1982.
- Popov, N.K., Rohatgi, U.S., Rummens, H.E.C. and Duffey, R.B., Two-phase Flow Stability in Low Pressure Parallel Vertical Heated Annuli, Proc. ASME/JSME/SFEN International Conference on Nuclear Engineering, ICONE 8, Baltimore, Maryland, USA, April 2-6, Paper #8568, 2000.
- 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.

Restricción de dosis para descargas de efluentes radiactivos en emplazamientos con múltiples instalaciones radiactivas

Lee Gonzáles, H.; Álvarez, D.E.; Canoba, A.; Curti, A.;
Czerniczyniec, M.; López F.O. y Piumetti, E.

RESTRICCIÓN DE DOSIS PARA DESCARGAS DE EFLUENTES RADIATIVOS EN EMPLAZAMIENTOS CON MÚLTIPLES INSTALACIONES RADIATIVAS

Lee Gonzáles, H.; Álvarez, D.E.; Canoba, A.; Curti, A.;
Czerniczyniec, M.; López F.O. y Piumetti, E.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En la etapa de diseño de una Instalación que emitirá efluentes radiactivos al medioambiente, el Operador debe demostrar a la Autoridad Regulatoria que los sistemas de retención de dichos efluentes están optimizados.

Asimismo, se debe cumplir el límite de dosis de 1 mSv/a en el grupo crítico (GC), tomando en consideración todos los aportes que pueda recibir debido a otras fuentes y prácticas.

A fin de cumplir con este último requisito, en la práctica se utiliza el concepto de restricción de dosis como condición de borde al proceso de optimización.

Para limitar las descargas de efluentes radiactivos las normas de la ARN establecen, para las instalaciones relevantes, un valor genérico de restricción de dosis en el grupo crítico de 0,3 mSv/a. Este valor se aplica individualmente, en la etapa de diseño de una única instalación, no contemplándose el caso de emplazamientos con varias instalaciones emisoras de efluentes radiactivos.

En este trabajo se propone establecer un valor de restricción de dosis adicional, que contemple el aporte local de múltiples instalaciones en un mismo emplazamiento.

El valor propuesto deja un amplio margen a fin de evitar que se supere el límite de dosis debido a la posibilidad de aporte de otras fuentes, potenciales cambios en el grupo crítico y demás incertezas. Al mismo tiempo se considera un valor razonable que no limita innecesariamente el desarrollo potencial de las actividades nucleares locales, dejando abierta la posibilidad para el establecimiento de nuevas instalaciones en el emplazamiento.

1. INTRODUCCIÓN

El sistema de protección radiológica adoptado por la mayoría de los países de la comunidad internacional, entre ellos la República Argentina, fue originalmente establecido por el ICRP en su Publicación No. 26 [1], consolidado en su Publicación No. 60 [2] y recientemente actualizado en su Publicación No. 103 [3] y se basa en la aplicación de 3 principios fundamentales: la justificación de las decisiones que alteren la situación de exposición, la optimización de la protección radiológica y la limitación de las dosis individuales.

Respecto a las descargas al medioambiente de efluentes radiactivos, en la etapa de diseño de una nueva Instalación el Operador debe cumplir con los siguientes requisitos fundamentales establecidos en la Norma Básica de Seguridad Radiológica AR 10.1.1 Rev. 3 [4].

- “87. Los sistemas de protección radiológica deben estar optimizados, a satisfacción de la Autoridad Regulatoria, de manera que las dosis resulten tan bajas como sea razonablemente alcanzable, teniendo en cuenta factores sociales y económicos.”

En el caso de descarga de efluentes radiactivos se debe demostrar a la Autoridad Regulatoria que los sistemas de retención de efluentes de la Instalación están optimizados.

- *“91. Durante la operación normal de una Instalación o la realización de una práctica, ningún individuo debe ser expuesto a dosis de radiación superiores a los límites establecidos. Estos límites de dosis se aplican a cada trabajador y a miembros del público. En el caso de exposición del público, los límites se aplican a la dosis promedio en el grupo crítico.”*

En el caso de descarga de efluentes radiactivos de una Instalación, se debe cumplir el límite de dosis de 1 mSv/a en el grupo crítico (**GC**), tomando en consideración todos los aportes que pueda recibir debido a otras fuentes y prácticas.

A fin de cumplir con este último requisito, en la práctica se utiliza el concepto de restricción de dosis como condición de borde al proceso de optimización, propuesto por primera vez en las recomendaciones de la Publicación No. 60 del ICRP y elaborado en las Publicaciones No. 82 [5] y No. 103 [3].

Las normas de la ARN para la limitación de descargas de efluentes radiactivos en las instalaciones relevantes [6] [7] [8] establecen un valor genérico de restricción de dosis en el grupo crítico de 0,3 mSv/a. Este valor se aplica individualmente, en la etapa de diseño de una única instalación. En la Publicación No. 82 el ICRP continúa recomendando que el valor máximo de restricción de dosis a utilizar en la optimización de la protección radiológica para una única fuente debe ser inferior a 1 mSv en un año, y que un valor de no más de alrededor de 0,3 mSv en un año es apropiado.

2. OBJETIVO

Establecer una restricción de dosis adicional para instalaciones en diseño que formen parte de un mismo emplazamiento, proponiendo un valor genérico que considere el aporte local de las demás facilidades del mismo, dejando un margen apropiado respecto al límite de dosis que tenga en cuenta la exposición debido a otras fuentes regionales y globales, potenciales cambios en los hábitos de la población, exposición a fuentes exentas y demás incertidumbres.

3. DESARROLLO

En el establecimiento de restricciones de dosis debe tomarse un margen respecto al límite de dosis, asociado a las incertezas debidas a: el aporte de fuentes “lejanas” regionales y globales presentes y futuras, potenciales cambios de hábitos en la población (dieta, distribución demográfica, distancia a la fuente, cambio en el uso de terreno etc.), exposición a fuentes exentas, potencial exposición debido a nuevas tecnologías desconocidas en la actualidad, incertezas en los modelos, etc. [9] [10].

Los valores de restricción de dosis adoptados internacionalmente son variados y no todos los países han establecido una distinción entre emplazamientos con una única o varias instalaciones. Para instalaciones del ciclo combustible varios países han adoptado

valores genéricos de restricción de dosis que oscilan en un rango de 0,1 a 0,5 mSv/a (Fig. 1).

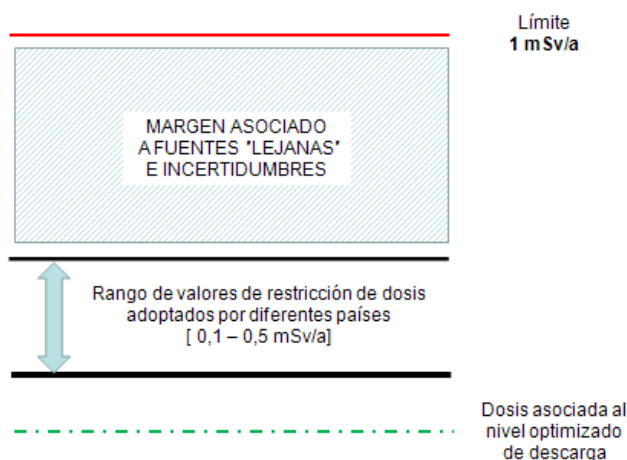


Figura 1. Margen asociado a fuentes lejanas e incertidumbres

En el ANEXO 1 se presenta una tabla con valores genéricos de restricción de dosis adoptados por distintos países.

En el informe del UNSCEAR a la Asamblea General de las Naciones Unidas de 1993 se estimó en aproximadamente 0,2 mSv/a el máximo valor de dosis “per caput” a futuro, teniendo en cuenta el aporte de las contribuciones global, regional y de fuentes exentas en el público. [11]

Este valor se tomará como referencia en este trabajo, si bien se aclara que resulta bastante conservativo respecto a valores de dosis en prácticas actuales informadas en el reporte del UNSCEAR de 2008. [12]

Para la estimación de la dosis efectiva colectiva “global” UNSCEAR adoptó las siguientes hipótesis conservativas: que la producción de energía eléctrica de origen nuclear continuará por otros 500 años, un grado de reprocesamiento del 100% del combustible gastado generado (actualmente es aproximadamente del 4%) y un nivel de tecnología constante (sin mejoras a lo largo del tiempo). Bajo esas hipótesis conservativas se obtuvo un valor de 12 Sv-h/(GWa), atribuibles principalmente a las descargas de ^{14}C de los reactores de potencia y de la emanación de ^{222}Rn de las colas de las instalaciones minero fabriles de U.

A partir de la dosis efectiva colectiva UNSCEAR estimó la dosis global “per caput” asumiendo una población de 10^{10} habitantes en 500 años y una capacidad instalada de 1KW per cápita (10^4 GW total). La dosis anual “per caput” obtenida haciendo esas suposiciones fue de 0,012 mSv/a.

$$(12 \text{ Sv-h/GWa} \times 10^4 \text{ GW}) / 10^{10} \text{ habitantes} = 0,012 \text{ mSv/a}$$

Es decir, si la energía nuclear se detiene en 500 años, el pico de dosis “global per cápita” (debido principalmente a la generación de energía eléctrica de origen nuclear) será de 12 $\mu\text{Sv/a}$, fundamentalmente debido al aporte del ^{14}C y del ^{222}Rn .

Con respecto a la “contribución regional” al GC, puede considerarse el aporte de instalaciones dentro de un entorno de algunos miles de kilómetros del emplazamiento. Dependiendo del caso podría ser factible hacer un análisis más refinado de las dosis, basado en los parámetros particulares de la región, aunque por lo general también es muy dificultoso y/o cargado de alto grado de incertidumbre, por lo que habitualmente también se recurre, al igual que con el aporte global, a la estimación basada en valores “per caput”.

Las descargas de efluentes radiactivos de las plantas de reprocesamiento son el aporte regional más significativo. Suponiendo una población “regional” de $2,5 \cdot 10^8$ personas y un reprocesamiento total del combustible gastado generado en 500 años, el UNSCEAR derivó una dosis efectiva de 10 Sv-h/(GWh). El valor estimado de dosis regional “per caput” es de 80 μSv (0,08 mSv/a), suponiendo que la capacidad nuclear instalada en la región será de 2000 GWh por año, dentro de 500 años.

Con respecto a las fuentes exentas que pueden aportar a las dosis en el público, el OIEA estimó un valor anual “per caput” de 0,1 mSv, suponiendo la exposición a 10 fuentes exentas, cada una aportando 0,01 mSv/a (nivel de exención) [11].

Además de las contribuciones globales, regionales y de fuentes exentas, estimadas conservativamente en 0,2 mSv/a, debe considerarse un margen de seguridad respecto al límite de dosis, frente a la incertidumbre del desarrollo futuro de la energía eléctrica de origen nuclear, de los potenciales cambios en la población y de las demás incertezas.

Sobre la base de lo expuesto, en este trabajo se propone un valor genérico máximo de 0,5 mSv/a para la restricción de dosis debido al aporte local de todas las instalaciones de un emplazamiento. El valor propuesto intenta ser: prudente, en el sentido que no se superen los valores de dosis considerando el aporte del conjunto de todas las fuentes posibles; y razonable, en el sentido de no limitar innecesariamente el desarrollo de las actividades nucleares locales, dejando un margen razonablemente amplio para el establecimiento de nuevas instalaciones, particularmente de nuevos reactores de agua pesada en el caso de Argentina.

Es importante notar que los valores de restricción de dosis no son un “target” a alcanzar sino una condición de borde al proceso de optimización y que lo fundamental es que el Operador optimice los sistemas de descargas. Además, los valores de dosis debido a las descargas en operación por lo general resultan muy inferiores a los valores de restricción utilizados en la etapa de diseño. [15] [16] [17].

Por otra parte, la restricción de dosis se aplica de manera prospectiva, perdiendo su utilidad una vez completado el proceso de optimización, no debiéndose utilizar como límite operativo. [10] [15]

En la figura 2 se presenta un esquema del sistema de restricción de dosis propuesto para el caso de los emplazamientos, donde se sigue manteniendo el valor de 0,3 mSv/a como

restricción de dosis para una instalación individual en diseño, pero se agrega un valor de restricción de dosis adicional de 0,5 mSv/a, que tiene en cuenta el aporte de las demás instalaciones del emplazamiento.

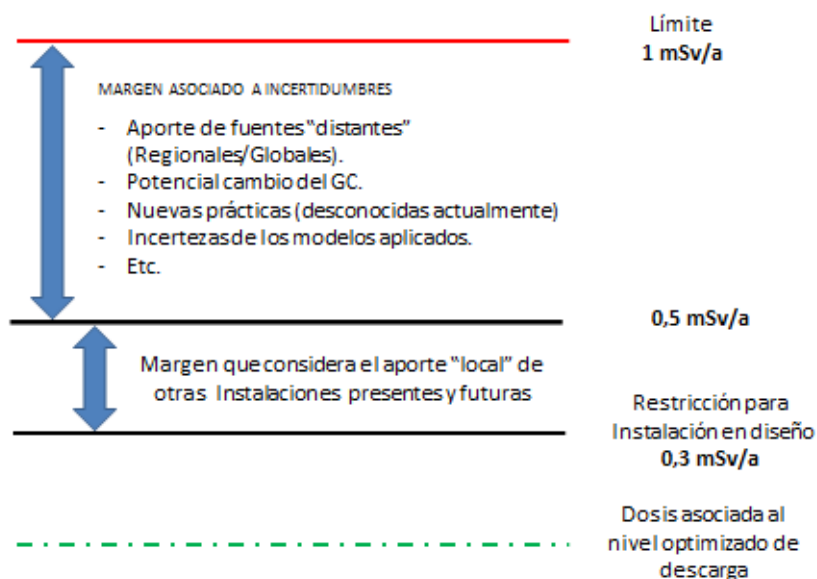


Figura 2. Restricciones de dosis propuesta para emplazamientos

En el ANEXO 2 se presenta un ejemplo esquematizado de aplicación de restricciones de dosis, en un sitio hipotético con varias instalaciones, en distintas etapas de su vida útil (en diseño y en operación).

4. CONCLUSIONES

Las normas de la ARN para la limitación de descargas de efluentes radiactivos establecen un valor de restricción de dosis que no contempla el caso de diseño de varias instalaciones en un mismo emplazamiento.

Un valor de restricción de dosis adicional de 0,5 mSv/a, que contemple el aporte local de todas las instalaciones en el caso de un emplazamiento, deja un amplio margen a fin de evitar que se supere el límite de dosis debido a la posibilidad de aporte de otras fuentes, potenciales cambios en el grupo crítico y demás incertezas. Al mismo tiempo se considera un valor razonable que no limita innecesariamente el desarrollo potencial de las actividades nucleares locales, dejando abierta la posibilidad para el establecimiento de nuevas instalaciones en el emplazamiento.

5. REFERENCIAS

- [1] ICRP 1977, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 26. Ann. ICRP 1 (3)
- [2] ICRP 1991, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3), 1991.

- [3] ICRP 2007. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4).
- [4] Norma Básica de Seguridad Radiológica ARN 10.1.1 Rev. 3.
- [5] ICRP, 1999. Protection of the Public in Situations of Prolonged Radiation Exposure. ICRP Publication 82. Ann. ICRP 29 (1-2).
- [6] Norma AR 3.1.2 Rev. 2. Limitación de efluentes radiactivos en reactores nucleares de potencia.
- [7] Norma AR 4.1.2 Rev. 1. Limitación de efluentes radiactivos en reactores nucleares de investigación.
- [8] Norma AR 6.1.2 Rev. 1. Limitación de efluentes radiactivos en instalaciones radiactivas Clase I.
- [9] IAEA-TECDOC-664 Establishment of source related dose constraints for members of the public – 1992.
- [10] IAEA-WS-G-2.3 (2000) regulatory control of radioactive discharges to the environment.
- [11] UNITED NATIONS, Sources and Effects of Ionizing Radiation (1993 Report to the General Assembly), Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), UN, New York (1993).
- [12] UNITED NATIONS, Sources and Effects of Ionizing Radiation (2008 Report to the General Assembly), Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), UN, New York (2008).
- [13] Principles for the Assessment of Prospective Public Doses arising from Authorised Discharges of Radioactive Waste to the Environment – Environment Agency, Nuclear Regulatory Group – UK, August 2012.
- [14] Assessing the possible radiological impact of routine radiological discharges from proposed nuclear power stations in England and Wales. IOP Journal of Radiological Protection (2013)
- [15] Considerations on the Concept of Dose Constraint – A Report by a Joint Group of Experts from the OECD Nuclear energy Agency and the European Commission – 1996.
- [16] ISBN 92-64-02146-9 Effluent Release options from Nuclear Installations – Technical Background and Regulatory Aspects – OECD – NEA 2003.
- [17] ICRP Publication 101, Part 1 – Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of Radiation Protection of the Public.
- [18] CNEN-NN-3.01:2011 Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica
- [19] Korea, Minister's Notice No. 2008-31 Article 16 (Detriment protection for the environment).

ANEXO 1

País	Restricción [mSv/a]	Aplicable a
Argentina	0,3	Instalaciones del ciclo combustible
Bélgica	0,25	Reactores nucleares
Alemania	0,3	Instalaciones nucleares.
China	0,25	Plantas nucleares de potencia
Italia	0,1	PWRs
Holanda	0,3	Instalaciones del ciclo combustible
España	0,3	“Fuel cycle facilities as a whole”
Luxemburgo	0,3	Instalaciones del ciclo combustible
Suecia	0,1	“All installations in an area”
Finlandia	0,1	Reactores nucleares
Ucrania	0,08	Reactores nucleares de potencia
	0,2	Instalaciones del ciclo combustible
UK [13] [14]	0,5	“Site constraint”
	0,3	“Source constraint”
USA	0,25	Instalaciones del ciclo combustible
Corea [19]	0,25	Sitio con múltiples NPPs
Brasil [18]	0,3	Instalaciones del ciclo combustible

ANEXO 2 - Ejemplo

Verificación del cumplimiento de las restricciones de dosis en un sitio donde se supone que existe una instalación F1 con varios años en operación, una instalación F2 con un año de operación y dos instalaciones F3 y F4 similares en etapa de diseño y muy próximas entre sí.

El ejemplo se esquematiza en la siguiente figura, donde el área coloreada indica la delimitación física del sitio.



En el proceso de definir el GC se deben evaluar distintos grupos potenciales (hipotéticos en la etapa de diseño), contemplando distintas vías de descarga (gaseosas y líquidas) y de exposición. En cada uno de ellos se evaluará la contribución de cada vía de descarga y de exposición y el que resulte más expuesto será el GC a considerar.

En este ejemplo se supuso que la mayor contribución se debe a las descargas a la atmósfera, por lo que el GC se encuentra a cierta distancia del punto de descarga (chimenea) en la dirección predominante del viento. Escapa al alcance del presente trabajo abordar la metodología utilizada para la definición del GC (ubicación, hábitos etc.)

Dada la similitud y proximidad entre las instalaciones F3 y F4 en diseño, se podría plantear un Grupo Crítico común para ambas instalaciones.

El operador de F3-F4 debe demostrar en la etapa de diseño que las descargas propuestas en ambas instalaciones estarán optimizadas y que se cumplen las siguientes restricciones de dosis:

a) Restricción de dosis para las descargas desde F3 con respecto a su propio GC (en éste caso grupo crítico común GC3-4):

$$\sum_i \sum_j \sum_k H(i,j,k)_{F3,GC3-4} \leq 0,3 \text{ mSv/a} \quad (1)$$

Siendo $H(i,j,k)_{F3,GC3-4}$ la dosis efectiva en el GC común GC3-4, aportada por el radionucleido “i” descargado por F3, a través de la vía de descarga “j” (gaseosa/líquida) y de exposición “k” (ingestión/inhalación etc.). Estos valores surgen de la aplicación de modelos que permiten inferir las dosis a partir de las descargas proyectadas (término fuente de F3).

b) Restricción de dosis para las descargas desde F4 con respecto a su propio GC (en éste caso grupo crítico común GC3-4):

$$\sum_i \sum_j \sum_k H(i,j,k)_{F4,GC3-4} \leq 0,3 \text{ mSv/a} \quad (2)$$

Siendo $H(i,j,k)_{F4,GC3-4}$ la dosis efectiva en el GC común GC3-4, aportada por el radionucleido “i” descargado por F4, a través de la vía de descarga “j” y de exposición “k”.

c) Restricción de dosis en el GC3-4 de las instalaciones en diseño (F3 y F4), que contempla el aporte de las demás instalaciones del sitio:

$$\begin{aligned} & \sum_i \sum_j \sum_k H(i,j,k)_{F1,GC3-4} + \sum_i \sum_j \sum_k H(i,j,k)_{F2,GC3-4} + \dots \\ & + \sum_i \sum_j \sum_k H(i,j,k)_{F3,GC3-4} + \sum_i \sum_j \sum_k H(i,j,k)_{F4,GC3-4} \leq 0,5 \text{ mSv/a} \end{aligned} \quad (3)$$

Siendo:

$H(i,j,k)_{F1,GC3-4}$ la dosis efectiva en el GC común GC3-4, aportada por el radionucleido “i” descargado por F1, a través de la vía de descarga “j” y de exposición “k”.

Como se supone que la instalación F1 lleva varios años en operación, para cuantificar el aporte de la instalación sobre el GC3-4 se podría plantear como término fuente el valor promedio de actividad descargada normalmente por F1 en los últimos años de operación (por ejemplo los últimos 5 años de operación normal).

Y,

$H(i,j,k)_{F2,GC3-4}$ la dosis efectiva en el GC común GC3-4, aportada por el radionucleido “i” descargado por F2, a través de la vía de descarga “j” y de exposición “k”.

Como en este caso se supuso que la instalación F2 ha entrado recientemente en operación, es decir, todavía no ha entrado en estado de régimen en cuanto a las descargas, para cuantificar el aporte de la instalación sobre el GC3-4, podría plantearse como término fuente que F2 emite valores de actividad correspondientes a los valores autorizados de descarga establecidos por la Autoridad Regulatoria. Cabe aclarar que estos valores autorizados de descarga deben ser periódicamente revisados a la luz de los

valores de descarga que se van registrando en operación, especialmente durante los primeros años de la vida de la instalación.

En el sistema propuesto, las restricciones de dosis (1) (2) y (3) se verifican sobre el GC de la instalación en diseño, en éste caso GC3-4. No obstante, para asegurar que localmente no se superan las restricciones de dosis, la Autoridad Regulatoria podrá establecer a su criterio y caso por caso, otros GC hipotéticos en el entorno al sitio, donde se debe demostrar que la dosis efectiva debido a las descargas de efluentes radiactivos se mantiene por debajo de los 0,5 mSv/a.

Resolución numérica de un modelo físico que evalúa la variación temporal de la concentración de tritio en aguas de río Paraná de las Palmas

López, F.O.

RESOLUCIÓN NUMÉRICA DE UN MODELO FÍSICO QUE EVALÚA LA VARIACIÓN TEMPORAL DE LA CONCENTRACIÓN DE TRITIO EN AGUAS DE RÍO PARANÁ DE LAS PALMAS

López ,F.O.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

flopez@arn.gob.ar

RESUMEN

En este trabajo se presenta la resolución numérica de un modelo físico que permite evaluar la variación temporal de la concentración de actividad de tritio en aguas del Río Paraná de las Palmas, debido a una descarga puntual de este radionucleido realizada por la Central Nuclear Atucha I.

El modelo físico resuelto, es un modelo sencillo del tipo mezcla completa similar al propuesto por el OIEA en la publicación SRS N° 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. Para llevar a cabo la resolución del mismo se utilizan parámetros hidrológicos históricos de la zona

Esta metodología puede ser una herramienta muy útil para estimar los niveles de la concentración de actividad de tritio, con posterioridad a una descarga puntual de este radionucleido realizada por la Central Nuclear Atucha I, en aguas del Río Paraná de las Palmas en las zonas localizadas aguas abajo de la central.

1. INTRODUCCIÓN

La hidrosfera constituye una vía importante por la cual los materiales radiactivos emitidos por una central nuclear pueden dispersarse en el medio ambiente y por lo tanto llegar al hombre. Es por ello fundamental contar con herramientas que permitan predecir, con cierto grado de precisión, las variaciones temporales de la concentración de un contaminante vertido por una instalación en forma programada o accidental en un curso de agua.

La Central Nuclear de Atucha I (CNA I) fue la primera instalación nuclear de América Latina destinada a la producción de energía eléctrica, Su construcción se inició en el año 1968, y su puesta en régimen se realizó durante el año 1974, entregando una potencia de 357 MWe al Sistema Argentino de Interconexión.

La CNA I está situada a 100 km de la Ciudad de Buenos Aires, a 11 km de la localidad de Lima, Partido de Zárate. La central se encuentra emplazada sobre la margen derecha del Río Paraná de las Palmas. Esta es una zona de plena transición entre el régimen fluvial regido por las lluvias en la alta cuenca y un régimen de estuario gobernado por los vientos sobre el Río de la Plata. En esta zona del río las características morfológicas sobresalientes son los meandros típicos de un cauce y lecho aluvial en sus últimos estadios¹.

La CNA I vierte sus efluentes líquidos, a través del canal de descargas, sobre la margen derecha del Río Paraná de las Palmas.



Figura 1. Imagen satelital de las Centrales Nucleares Atucha, CNA I y CNA II

En este trabajo se estudia la variación temporal de la concentración de actividad de tritio en aguas del Río Paraná de las Palmas debida a una descarga puntual de este radionucleido efectuada por la CNA I. Para llevar a cabo este estudio se plantea un modelo físico sencillo que es resuelto numéricamente mediante un método de diferencias finitas. Los resultados obtenidos pueden ser utilizados para analizar la evolución temporal de la concentración de actividad de tritio en aguas del río, en aquellos casos que se efectúen descargas puntuales programadas o descargas que se produzcan en forma accidental.

El modelo físico que se aplica es el propuesto por el OIEA en el Safety Reports Series N°19². En este modelo se considera que el material es descargado sobre una de las márgenes de un canal rectilíneo, en el cual los parámetros geométricos no se modifican significativamente y las características del flujo (caudal, velocidad del flujo, dirección del mismo) no se modifican en forma significativa.

El modelo es aplicable a un río sin influencia de mareas, en el cual puede asumirse mezcla completa del contaminante. En pocas palabras puede asumirse que la concentración del contaminante estudiado es aproximadamente constante en cada sección transversal (no varía significativamente a lo largo de una línea perpendicular a las márgenes).

2. DESARROLLO

2.1 Caracterización general de los ríos

Los ríos transportan agua y sedimentos desde las áreas de captación hasta el mar. El curso y la forma del fondo del río resultan de una interacción entre el agua y los sedimentos. Las comunidades del río se adaptan a las condiciones locales medias y a sus variaciones estacionales, constituyendo sistemas abiertos más física que biológicamente controlados.

A continuación se presentan las ecuaciones básicas que permiten estudiar el transporte de contaminantes en ríos, las cuales, en forma simplificadas son utilizadas para resolver problemas reales apelando a simplificaciones adecuadas^{3,4}.

$$\frac{\partial C_{w,tot}}{\partial t} + U \frac{\partial C_{w,tot}}{\partial x} + V \frac{\partial C_{w,tot}}{\partial y} + W \frac{\partial C_{w,tot}}{\partial z} = \varepsilon_x \frac{\partial^2 C_{w,tot}}{\partial x^2} + \varepsilon_y \frac{\partial^2 C_{w,tot}}{\partial y^2} + \varepsilon_z \frac{\partial^2 C_{w,tot}}{\partial z^2} - \lambda_i C_{w,tot} + S \quad (1)$$

Variación temporal	Transporte Advectivo	Transporte Difusivo	Decaimiento radiactivo	Fuentes externas
--------------------	----------------------	---------------------	------------------------	------------------

Donde:

$C_{w,tot}$ es la concentración del radionucleido (Bq/m^3);

U, V, W son las velocidades en las direcciones x, y y z , respectivamente (m/s);

S es la fuente de adición o extracción del radionucleido ($Bq/m^3 \cdot s$);

t es el tiempo (s);

x, y, z son las direcciones longitudinal, lateral y vertical, respectivamente, en coordenadas cartesianas.(m);

$\varepsilon_x, \varepsilon_y, \varepsilon_z$ son los coeficientes de dispersión en las direcciones x, y y z respectivamente (m^2/s);

λ_i es la constante de decaimiento del radionucleido (s^{-1}).

El transporte advectivo, representado por los últimos tres términos del primer miembro de la ecuación precedente, representa la entrada y salida de sustancia desde el volumen de control con la velocidad de la corriente.

Por su parte, el transporte difusivo, representado por los tres primeros términos del segundo miembro de la ecuación, se refiere a la entrada y salida de sustancia debido al efecto combinado de las difusiones molecular y turbulenta. Ambos efectos difusivos son causados por movimientos pulsátiles:

- El movimiento browniano (inducido térmicamente) de la molécula.
- La pulsación de las velocidades de corriente alrededor de sus valores medios causada por la turbulencia.

Usualmente, y tal como se expresa en la ecuación, ambos fenómenos son descriptos por la Ley de Fick, que establece que el transporte de masa en la dirección del gradiente de concentración es proporcional a ese gradiente a través de un coeficiente de difusión.

2.1.1 Modelo Unidimensional

Cuando la escala espacial de análisis de la hidrodinámica de un río es mayor que su ancho y su profundidad, es suficiente y conveniente plantear las versiones de las ecuaciones de movimiento integradas en toda la sección transversal. Esto conduce a un modelo matemático unidimensional, en el cual los efectos de las escalas transversales de movimiento aparecen integrados y sólo se resuelven las escalas longitudinales largas.

La concentración del radionucleido vertido sobre el curso de agua en cualquier punto x , puede representarse por su valor promedio C sobre toda la sección transversal. Si además se considera que no existen intercambios con el medio, la ecuación del modelo planteado es:

$$\frac{\partial C}{\partial t} + U \frac{\partial C}{\partial x} = \varepsilon_x \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} - \lambda_i C + S \quad (2)$$

siendo $C(t_0) = C_0$ en el rango $t_0 < t < t_f$

Donde:

C es la concentración del radionucleido (Bq/m^3);
 U es la velocidad en la dirección x (m/s);
 S es la fuente de adición o extracción del radionucleido ($\text{Bq/m}^3 \cdot \text{s}$);
 t es el tiempo (s);
 x , es la dirección longitudinal. (m);
 ε_x , es el coeficiente de dispersión en la dirección x (m^2/s);
 λi es la constante de decaimiento del radionucleido (s^{-1}).

Según lo expuesto en el Safety Reports Series N°19², el coeficiente de dispersión en la dirección x puede tomar la forma de la siguiente expresión:

$$\varepsilon_x = \frac{U^2 B^2}{f D u_*} \quad (3)$$

Donde:

B es el ancho de la sección del río (m)
 D es la profundidad promedio de la sección del cauce estudiado (m)
 u_* es la velocidad de corte (m/s)
 f es un parámetro adimensional que depende de los parámetros hidrológicos del cauce.

La velocidad de corte y el parámetro adimensional f son definidos empíricamente y pueden tomar valores muy diferentes, dependiendo fundamentalmente de los parámetros hidrológicos de cada curso de agua bajo estudio^{2,5,6,7,8}.

La ecuación (2) se resuelve en forma numérica a través de un método de diferencias finitas explícito.

2.2 Método de diferencias finitas.

El método de diferencias finitas es una clásica aproximación utilizada para encontrar la solución numérica de las ecuaciones diferenciales que gobiernan el modelo matemático de un sistema continuo.

Este método consiste esencialmente en una aproximación de las derivadas parciales por expresiones algebraicas con los valores de la variable dependiente en un limitado número de puntos seleccionados.

Como resultado de la aproximación, la ecuación diferencial parcial que describe el problema es reemplazada por un número finito de ecuaciones algebraicas, en términos de los valores de la variable dependiente en puntos seleccionados.

A continuación se presenta la discretización propuesta en este estudio para resolver la ecuación planteada en (2). El método empleado es un método explícito centrado. Este es un método consistente desde el punto de vista numérico^{9,10}. En la figura 2 se muestra el esquema empleado para la discretización.

$$\frac{\partial C}{\partial t}(x_i, t_j) \cong \frac{C(x_i, t_{j+1}) - C(x_i, t_j)}{k} = \frac{C_{i,j+1} - C_{i,j}}{k} \quad (4)$$

$$\frac{\partial C}{\partial x}(x_i, t_j) \cong \frac{C(x_{i+1}, t_j) - C(x_{i-1}, t_j)}{h} = \frac{C_{i+1,j} - C_{i-1,j}}{h} \quad (5)$$

$$\frac{\partial^2 C}{\partial x^2}(x_i, t_j) \cong \frac{C(x_{i+1}, t_j) - 2C(x_i, t_j) + C(x_{i-1}, t_j)}{h^2} = \frac{C_{i+1,j} - 2C_{i,j} + C_{i-1,j}}{h^2} \quad (6)$$

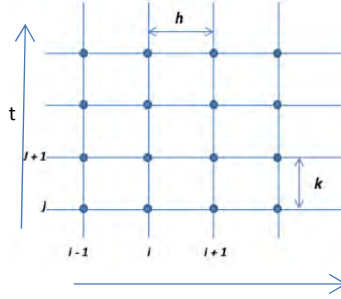


Figura 2: Esquema de la discretización empleada

Por lo tanto, si se reemplazan las derivadas parciales en (2), por las ecuaciones (4), (5) y (6) se concluye en la siguiente expresión:

$$\frac{C_{i,j+1} - C_{i,j}}{k} + U \frac{C_{i+1,j} - C_{i-1,j}}{h} = \varepsilon_x \left(\frac{C_{i+1,j} - 2C_{i,j} + C_{i-1,j}}{h^2} \right) - \lambda C_{i,j} + S \quad (7)$$

A partir de esta ecuación se obtiene:

$$C_{i,j+1} = C_{i,j} - k U \frac{C_{i+1,j} - C_{i-1,j}}{h} + k \varepsilon_x \left(\frac{C_{i+1,j} - 2C_{i,j} + C_{i-1,j}}{h^2} \right) - k \lambda C_{i,j} + k S \quad (8)$$

Reagrupando convenientemente se llega a la siguiente expresión:

$$C_{i,j+1} = C_{i+1,j} (M - N) + C_{i,j} (1 - 2M - k\lambda) + C_{i-1,j} (M + N) + k S \quad (9)$$

Donde M y N son:

$$M = \varepsilon_x \frac{k}{h^2}, \quad N = U \frac{k}{2h}$$

2.3 Parámetros del Río Paraná de las Palmas

Según lo presentado en el estudio realizado por la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) en el año 1983 ¹, la sección transversal del Río Paraná de las Palmas en Atucha es como se muestra en la figura 3.

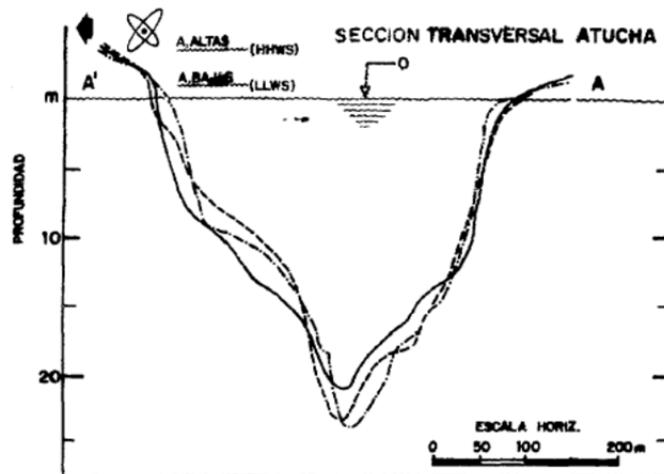


Figura 3. Sección transversal del Río Paraná de las Palmas frente a la Central Nuclear Atucha I

En esta figura se puede observar que el cauce del río tiene aproximadamente una profundidad máxima de 20 m y un ancho de 350 m.

A partir de lo expuesto, se puede establecer que la sección transversal del río tiene una superficie aproximada de 3500 m².

Por otro lado, se cuenta con información suministrada por la Dirección Nacional de Vías Navegables de la Subsecretaría de Puertos y Vías Navegables, que señala que la profundidad mínima promedio del canal de navegación, a la altura de Atucha, es de 12,5 m y el ancho promedio del mismo es de 210 m. En este caso la sección transversal del canal tiene una superficie de aproximadamente 2600 m².

Sobre la base de lo expuesto, y a partir de la superficie de la sección transversal aproximada del Río Paraná de las Palmas en Atucha, se propone para el cálculo un canal de sección rectangular que posee los siguientes parámetros:

- el ancho (B) igual a 280 m
- la profundidad (D) igual a 12,5 m.

La sección transversal del canal propuesto en este estudio es de 3500 m².

3. RESULTADOS

En esta sección se presentan los resultados obtenidos en la resolución numérica del modelo físico unidimensional de transporte de contaminantes en un curso de agua, planteado en la ecuación (2), mediante el método de diferencias finitas explícito presentado en la sección 2.2 de este trabajo.

A continuación se presentan los parámetros del río y los parámetros de la discretización considerados, para resolver numéricamente el problema físico planteado:

Parámetros del río:

- Ancho de la sección del río - B = 280 m
- Profundidad del cauce - D = 12,5 m
- Caudal del río - q = 4000 m³/s

- Velocidad en la dirección x - $U = 1,1 \text{ m/s}$
- Velocidad de corte - $u^* = 0,1 * U = 0,11 \text{ m/s}^2$
- Parámetro adimensional - $f = 100$

Como fue expresado en la sección 2.1.1, el parámetro adimensional f depende fundamentalmente de los parámetros hidrológicos del cauce bajo estudio, y su valor es determinado en forma empírica. El rango de valores presentado en la literatura para este parámetro adimensional es muy amplio^{5,6,7,8}. El valor considerado en este trabajo se encuentra dentro del rango de los registros correspondientes a los ríos caudalosos.

Parámetros de la discretización:

- $k = 300 \text{ s}$
- $h = 1000 \text{ m}$

Estos valores aseguran la estabilidad y la convergencia numérica de la resolución^{9,10}. Para llevar a cabo la resolución numérica del modelo físico planteado se trabaja sobre una descarga unitaria que es liberada en un corto lapso de tiempo. De esta manera se intenta simular una descarga puntual de tritio realizada por la central.

Se postula una tasa de descarga (Q^*) unitaria de 1 Bq por segundo de tritio durante un período de tiempo de 5 minutos.

$$Q^* = 1 \text{ Bq/s. durante } \Delta t = 300 \text{ s}$$

Como condición inicial se considera que la concentración de tritio en el agua del río es nula, o sea

$$C(t_0) = C_0 = 0$$

En las siguientes figuras se presentan la evolución temporal de la concentración de tritio en diferentes puntos de observación. En todos los casos se presentan los valores de concentración relativos al valor máximo obtenido en la primera etapa estudiada.

En la figura 4 se presenta la evolución en el tiempo de la concentración de actividad de tritio en un punto ubicado a 1000 m de la descarga.



Figura 4. Evolución temporal de la concentración de tritio en aguas del río analizada a una distancia de 1000 m desde el punto de descarga.

En la figura 5 se observa como varía la concentración de actividad de tritio calculada en dos posiciones distantes a 1000 y 2000 metros de la descarga. Se observa un ensanchamiento de la curva y una importante disminución en el valor máximo.

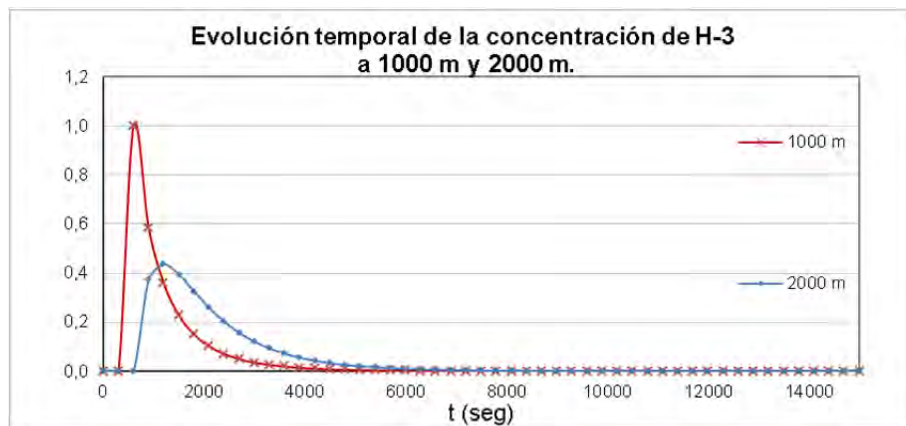


Figura 5. Evolución temporal de la concentración de tritio en aguas del río a los 1000 m y 2000 m desde la descarga

En la figura 6 se presenta la evolución temporal en el rango de 1000 a 5000 metros. Se observa que las diferencias entre los valores máximos disminuye a medida que se incrementa la distancia desde el punto de descarga; y se hace más pronunciado el ensanchamiento de la curva.

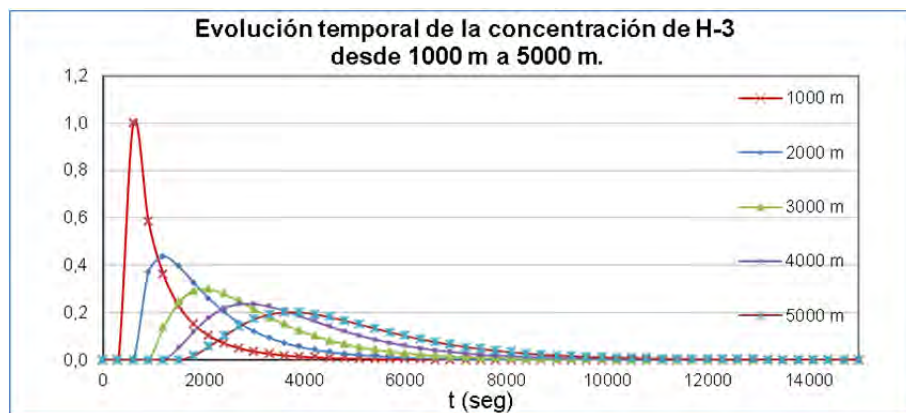


Figura 6. Evolución temporal de la concentración de tritio en aguas del Río en el rango de 1000 a 5000 m desde la descarga.

En la figura 7 se presenta la evolución temporal en el rango de 1000 a 10000 metros. Se verifica que se cumple con la tendencia expuesta en los casos anteriores. Se observa que la diferencia entre los valores máximos de concentración disminuye punto a punto a medida que se incrementa la distancia desde el punto de descarga.

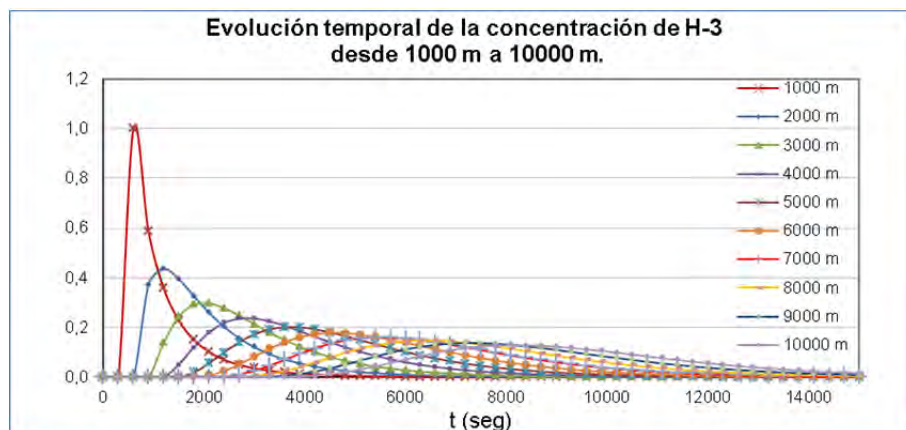


Figura 7. Evolución temporal de la concentración de tritio en aguas del Río en el rango de 1000 a 10000 m desde la descarga.

En la siguiente figura se observan las variaciones temporales de la concentración de tritio en los puntos ubicados a 5000, 10000, 15000 y 20000 metros desde el punto de la descarga. A partir de esto se puede observar que la herramienta desarrollada puede ser empleada en un amplio rango de distancias.

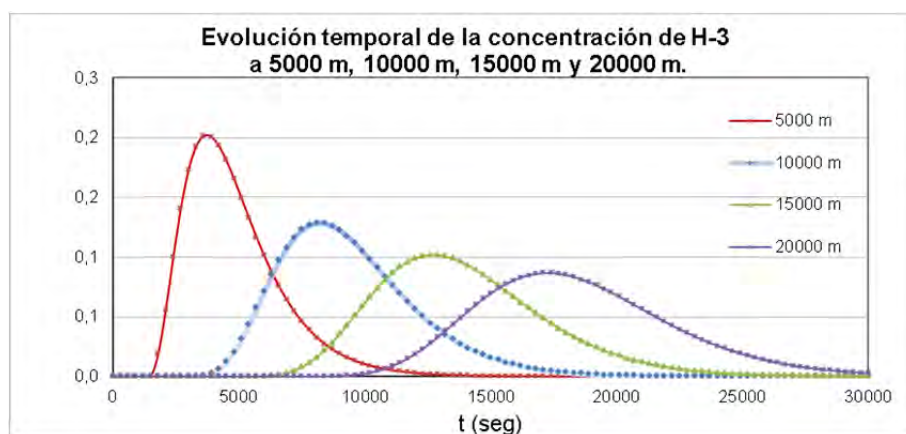


Figura 8. Evolución temporal de la concentración de tritio en aguas del Río a 5000, 10000, 15000 y 20000 m desde la descarga.

A partir de los resultados obtenidos en esta resolución numérica, y con una serie adecuada de mediciones de la concentración de tritio en muestras de aguas recolectadas en diferentes puntos del río, con posterioridad a una descarga programada realizada por la central, se puede llevar a cabo, con cierto grado de precisión, la estimación del parámetro adimensional f . Por lo tanto, se contaría con un valor más preciso del coeficiente de dispersión (ϵ_x). Las muestras ambientales, sobre las cuales se realizarían las determinaciones de actividad de tritio, deben ser recolectadas a una distancia longitudinal superior a la distancia que garantice la mezcla completa lateral y vertical del contaminante ².

3.1 Comparación de los valores máximos de concentración estimados en cada punto.

En la siguiente tabla se presenta la relación porcentual entre cada valor máximo calculado con el inmediato anterior,

$$p = \frac{C_{\max, i+1}}{C_{\max, i}} * 100$$

Distancia (m)	Porcentaje (%)
1000	---
2000	43,6
3000	68,2
4000	79,4
5000	85,2
6000	88,4
7000	90,4
8000	91,9
9000	93,0
10000	93,8
11000	94,5
12000	95,0
13000	95,4
14000	95,8
15000	96,1
16000	96,4
17000	96,6
18000	96,9
19000	97,0
20000	97,2

Tabla 1. Relación porcentual respecto al valor anterior

En la siguiente figura se representa gráficamente esta variación porcentual.

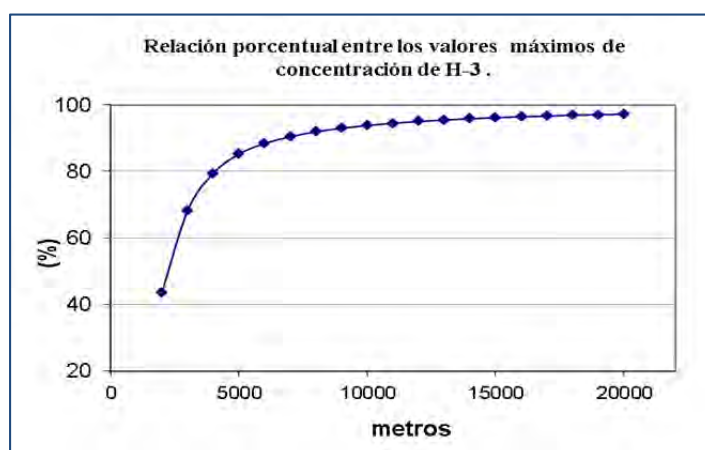


Figura 9. Relación porcentual entre los valores máximos de concentración de actividad de tritio

A partir de lo expuesto en esta figura se puede asegurar que los valores máximos de concentración de tritio en aguas del río tienden a un valor constante.

4. CONCLUSIONES

En este trabajo se desarrolló una metodología para resolver en forma numérica un modelo físico sencillo que permite evaluar la evolución temporal de la concentración de actividad de tritio en aguas del Río Paraná de las Palmas, debido a una descarga puntual de este radionucleido realizada por la Central Nuclear Atucha I.

El modelo físico resuelto es un modelo unidimensional del tipo mezcla completa, la resolución del mismo se realiza a través de un método de diferencias finitas explícito, y se utilizan parámetros hidrológicos históricos de la zona.

Sobre la base de los resultados obtenidos se concluye que en los primeros tramos analizados es importante la disminución del valor máximo de concentración de tritio entre los puntos de observación contiguos, y luego esta diferencia decrece notoriamente. Después de una distancia de 12000 metros desde el punto de descarga las diferencias entre los puntos de observación adyacentes son inferiores al 5%. A partir de esto se puede concluir que, después de una primera etapa, la concentración de actividad de tritio en aguas del río tiende a un valor constante.

Esta metodología puede ser una herramienta muy útil para estimar los niveles de concentración de tritio, con posterioridad a una descarga puntual de este radionucleido realizada por la Central Nuclear Atucha I, en el agua del Río Paraná de las Palmas en las zonas localizadas aguas abajo de la central.

Por otro lado, desde el punto de vista del control regulatorio, esta herramienta puede ser utilizada para determinar el nivel de actividad de tritio descargada por la central a partir de los niveles de concentración de actividad de tritio medidos en muestras de aguas del Río Paraná de las Palmas. Para mejorar la eficacia de esta metodología se debe contar con un muestreador continuo, ubicado en algún punto aguas debajo de la central. El muestreador debe estar situado a una distancia longitudinal superior a la distancia a partir de la cual se garantiza la mezcla completa lateral y vertical del radionucleido descargado.

5. REFERENCIAS

- ¹ – CNEA – COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA. Análisis de Cotas Hidrométricas Extremas en el Emplazamiento de Centrales Nucleares. H. Gómez; G. Maggio; C. Trípoli. CNEA-NT 10/83. 1983.
- ² – IAEA - INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment. Safety Reports Series N°19, Viena, 2001
- ³ – MENÉNDEZ, A. Transporte de Contaminantes en el Medio Acuático. Universidad Tecnológica Nacional. Maestría en Ingeniería Ambiental. 2010.
- ⁴ - PRARIO, B.E., DRAGANI, W., MEDIAVILLA, D.G., D'ONOFRIO, E. Hydrodynamic numerical simulation at the mouths of the Parana and Uruguay rivers and the upper Rio de la Plata estuary: A realistic boundary condition. Applied Mathematical Modelling. Vol.35. 5265-5275.
- ⁵ - SAYRE, N.W., Natural mixing processes in rivers, Environmental Impact on Rivers (River Mechanics II), H.W. Shen, Fort Collins, CO (1973).
- ⁶ - LEOPOLD, L.B., WOLMAN, M.G., MILLER, J.P., Fluvial Processes in Geomorphology, W.H. Froeman, San Francisco, CA (1964).

⁷ - BOWIE, G.L., et al., Rates, Constants, and Kinetics Formulations in Surface Water Quality Modeling, 2nd edn, prepared for the US Environmental Protection Agency by Tetra Tech, Lafayette, CA, and Humbolt State University, Arcata, CA (1985).

⁸ - MONTE, L., PERIAÑEZ, R., BOYER, P., SMITH, J. and BRITTAIN, J. The role of physical processes controlling the behaviour of radionuclide contaminants in the aquatic environment: a review of state-of-the-art modelling approaches. *Journal of Environmental Radioactivity* 100 (2009) 779–784.

⁹ - BURDEN, R. L.; FAIRES, J. D. *Análisis Numérico*. Grupo Editorial Iberoamérica, México, 1985.

¹⁰ – MARSHALL, G., *Solución Numérica de Ecuaciones Diferenciales*, Tomo 1, Ecuaciones Diferenciales Ordinarias, Editorial Reverté. Argentina. 1985.

Resolución numérica de un modelo físico que evalúa la variación temporal de la concentración de tritio en aguas del Río Paraná de las Palmas



Fabio Oscar López
Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. del Libertador 8250 (C1429BNP)
Buenos Aires - Argentina
flopez@arn.gob.ar

RESUMEN

En este trabajo se presenta la resolución numérica de un modelo físico que permite evaluar la variación temporal de la concentración de actividad de tritio en aguas del Río Paraná de las Palmas, debido a una descarga puntual de este radionucleido realizada por la Central Nuclear Atucha I.

El modelo físico resuelto, es un modelo sencillo del tipo mezcla completa similar al propuesto por el OIEA en la publicación SRS N° 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. Para llevar a cabo la resolución del mismo se utilizan parámetros hidrológicos históricos de la zona.

Esta metodología puede ser una herramienta muy útil para estimar los niveles de la concentración de actividad de tritio, con posterioridad a una descarga puntual de este radionucleido realizada por la Central Nuclear Atucha I, en aguas del Río Paraná de las Palmas en las zonas localizadas aguas abajo de la central.

INTRODUCCIÓN

La hidrosfera constituye una vía importante por la cual los materiales radiactivos emitidos por una central nuclear pueden dispersarse en el medio ambiente y por lo tanto llegar al hombre. Es por ello fundamental contar con herramientas que permitan predecir, con cierto grado de precisión, las variaciones temporales de la concentración de un contaminante vertido por una instalación en forma programada o accidental en un curso de agua.

La CNA I está situada a 100 km de la Ciudad de Buenos Aires, a 11 km de la localidad de Lima, Partido de Zárate. La central vierte sus efluentes líquidos, a través del canal de descargas, sobre la margen derecha del Río Paraná de las Palmas.

En este trabajo se estudia la variación temporal de la concentración de tritio en aguas del Río Paraná de las Palmas debida a una descarga puntual efectuada por la CNA I.



Imagen satelital de las Centrales Nucleares Atucha.

DESARROLLO

Modelo

$$\frac{\partial C}{\partial t} + U \frac{\partial C}{\partial x} = \varepsilon_x \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} - \lambda_t C + S$$

siendo $C(t_0) = C_0$ en el rango $t_0 < t < t_f$

Donde:

C es la concentración del radionucleido (Bq/m^3); U es la velocidad en la dirección x (m/s);
 S es la fuente de adición o extracción del radionucleido ($Bq/m^3 \cdot s$); t es el tiempo (s);
 x , es la dirección longitudinal. (m); ε_x , es el coeficiente de dispersión en la dirección x (m^2/s);
 λ_t es la constante de decaimiento del radionucleido (s^{-1}).

Según lo expuesto en el Safety Reports Series N°19, el coeficiente de dispersión en la dirección x puede tomar la forma de la siguiente expresión:

$$\varepsilon_x = \frac{U^2 B^2}{f D u_*}$$

Donde:

B es el ancho de la sección del río (m); D es la profundidad promedio de la sección del cauce (m)
 u_* es la velocidad de corte (m/s);
 f es un parámetro adimensional que depende de los parámetros hidrológicos del cauce.

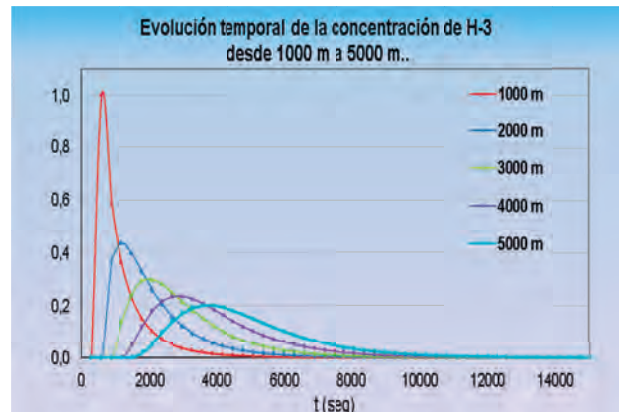
Discretización.

El modelo físico planteado es resuelto numéricamente mediante un método explícito centrado. Este es un método consistente desde el punto de vista numérico.

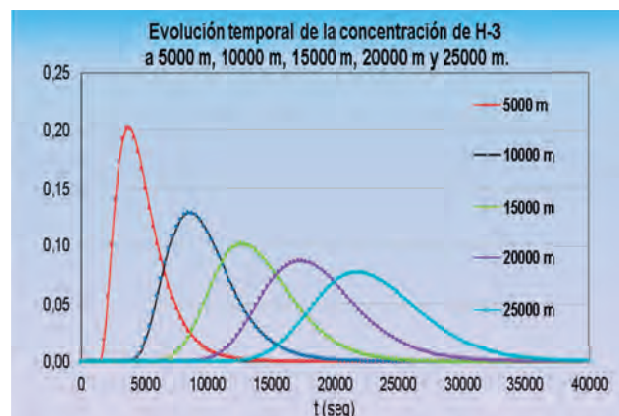
$$\frac{C_{i,j} - C_{i,j-1}}{k} + U \frac{C_{i,j} - C_{i-1,j}}{h} = \varepsilon_x \left(\frac{C_{i,j} - 2C_{i-1,j} + C_{i-2,j}}{h^2} \right) - \lambda C_{i,j} + S$$

RESULTADOS

En las siguientes figuras se presentan la evolución temporal de la concentración de tritio en diferentes puntos de observación. En todos los casos se presentan los valores de concentración relativos al valor máximo obtenido en la primera etapa analizada.



Evolución temporal de la concentración de tritio en aguas del Río Paraná de las Palmas en el rango de 1000 a 5000 m desde la descarga.



Evolución temporal de la concentración de tritio en aguas del Río Paraná de las Palmas a 5000, 10000, 15000, 20000 y 25000 m desde la descarga

CONCLUSIONES

En este trabajo se desarrolló una metodología para resolver en forma numérica un modelo físico sencillo que permite evaluar la evolución temporal de la concentración de actividad de tritio en aguas del Río Paraná de las Palmas, debido a una descarga puntual de este radionucleido realizada por la Central Nuclear Atucha I.

Esta metodología puede ser una herramienta muy útil para estimar los niveles de concentración de tritio, con posterioridad a una descarga puntual de este radionucleido realizada por la Central Nuclear Atucha I, en el agua del Río Paraná de las Palmas en las zonas localizadas aguas abajo de la central.

Desde el punto de vista del control regulatorio, esta herramienta puede ser utilizada para determinar el nivel de actividad de tritio descargada por la central a partir de los niveles de concentración de actividad de tritio medidos en muestras de aguas del Río Paraná de las Palmas. Para mejorar la eficacia de esta metodología se debe contar con un muestreador continuo, ubicado en algún punto aguas debajo de la central. El muestreador debe estar situado a una distancia longitudinal superior a la distancia a partir de la cual se garantiza la mezcla completa lateral y vertical del radionucleido descargado.

Experiencia en la regulación del transporte seguro de materiales radiactivos y futuras actividades previstas en Argentina

López Vietri, J.; Elechosa, C.; Fernández, A. y Rodríguez Roldán, S.

EXPERIENCIA EN LA REGULACIÓN DEL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIATIVOS Y FUTURAS ACTIVIDADES PREVISTAS EN ARGENTINA

López Vietri, J.; Elechosa, C.; Fernández, A. y Rodríguez Roldán, S.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

El objetivo de este trabajo es presentar un panorama general de los tópicos relacionados con el transporte seguro de materiales radiactivos en Argentina desde el inicio de las actividades con tecnología nuclear en el país.

Se describe el desarrollo del marco regulatorio nacional, en particular, considerando la normativa de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) así como su relación con los Requerimientos y Guías de Seguridad y otros documentos publicados por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y las normas aplicables de la Organización Internacional de Normalización (ISO).

A continuación, se hace una reseña cronológica de la experiencia argentina en el licenciamiento de diseños de bultos y de materiales radiactivos en forma especial (MRFE), así como de las futuras actividades previstas en este tema por el Sector Control del Transporte de Materiales Radiactivos (Sector TMR) de la ARN.

Se mencionan también las actividades de capacitación y asesoramiento para el transporte seguro de materiales radiactivos llevadas a cabo por el Sector TMR de la ARN dirigida a los distintos grupos de interés y su participación en eventos del ámbito nacional e internacional. Asimismo, se indica el material desarrollado en el Sector para capacitar esos grupos y las guías de orientación elaboradas para facilitar a los diseñadores la preparación de los informes de seguridad para los licenciamientos.

Finalmente, se comentan algunas conclusiones relevantes de lo actuado en la regulación del transporte de materiales radiactivos y los desafíos de actividades futuras a desarrollar por la ARN.

EXPERIENCIA EN LA REGULACIÓN DEL TRANSPORTE SEGURO DE MATERIALES RADIATIVOS EN ARGENTINA

J. López Vietri, A. Fernández, C. Elechosa, S. Rodríguez Roldán
Gerencia de Seguridad Radiológica, Física y Salvaguardias - AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR (ARN)
Av. del Libertador 8250 - C1429BNP - Buenos Aires - ARGENTINA
transporte@arn.gob.ar



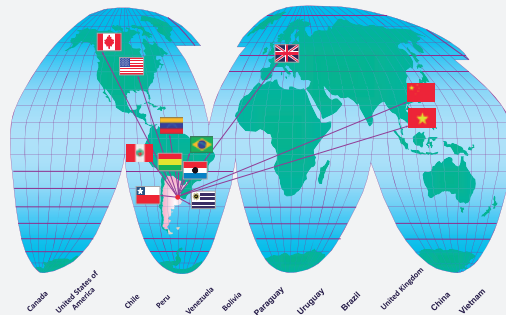
1 - Objetivo

Presentar información general de las principales actividades relacionadas con la seguridad del transporte de material radiactivo (MR) en Argentina durante los últimos sesenta años.

2 - Introducción

- En la Argentina, las primeras actividades relacionadas a la tecnología nuclear comenzaron en el año 1946. Desde ese año, es decir antes de la primera edición del "Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos", el transporte de MR se lleva a cabo de forma segura en nuestro país.
- La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) es la autoridad competente para la regulación del transporte de MR en Argentina, los cuales deben realizarse de conformidad con las disposiciones establecidas en la Norma AR 10.16.1 Rev. 2, que coincide con el texto de la edición de 2009 del Reglamento TS-R-1 del OIEA.

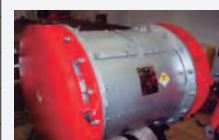
3 - Principales expediciones de Co-60 para exportación



4 - Diseños Argentinos de Bultos y Material Radiactivo en Forma Especial



MARCA DE IDENTIFICACIÓN	PRIMERA FECHA DE EMISIÓN	MODELO	CONTENIDO RADIATIVO	DISEÑADOR
RA/0027/S	SEP 1986	FSM 60-02	≤ 400 TBq de Co-60. Discontinuado.	CNEA
RA/0030/S-96 ⁽¹⁾	FEB 1987	FIS 60-04	≤ 650 TBq de Co-60.	CNEA / DIOXITEK SA
RA/0032/S-85	MAY 1987	FIS 60-05	≤ 650 TBq de Co-60. No renovado.	CNEA
RA/0033/B(U)F-96	FEB 1988	GURI 100	Enriq. < 20% U-235; EECC de reactores de investigación. No renovado.	INVAP SE
RA/0040/S-96	OCT 1989	RM-10 y RM-19	≤ 4,44 TBq de Ir-192.	POLYTEC RM SRL
RA/0042/S-96	MAY 1990	FIS 60-03	≤ 940 TBq de Co-60.	CNEA / DIOXITEK SA
RA/0043/S-96	JUN 1990	FSM 60-03	≤ 444 TBq de Co-60.	CNEA / DIOXITEK SA
RA/0045/S-96	SEP 1990	AC-345P y AC-345S	≤ 1,295 PBq de Co-60.	CNEA / DIOXITEK SA
RA/0051/IF-96	ENE 1991	CPC	Enriq. < 20% U-235; placas de EECC. No renovado.	CNEA
RA/0064/S-96 ⁽¹⁾	OCT 1992	COB-9-A	≤ 940 TBq de Co-60.	CNEA / DIOXITEK SA
RA/0068/AF-96	NOV 1993	TRPOL-1	Enriq. < 20% U-235; polvo U ₃ O ₈	CNEA
RA/0072/B(U)-96	OCT 1994	GURI 01	≤ 12,95 PBq de Co-60 (MRFE).	INVAP SE / CNEA / DIOXITEK SA
RA/0074/B(U)-96	JUL 1995	CONTRAS	≤ 555 TBq de Co-60 (MRFE).	INVAP SE
RA/0090/B(U)-85	DIC 2000	EMI-9	≤ 2,96 PBq de Co-60, FIS 60-03. No renovado.	SINERCOM SA
RA/0092/IF-96	FEB 2003	UTNEC	Enriq. < 0,95% U-235; UO ₂ sin irradiar. No renovado.	CONUAR SA
RA/0096/B(U)-96	AGO 2007	DRAGON	≤ 18,5 TBq ó ≤ 37 TBq de Ir-192; hojuelas.	Asesoramiento Tec. SRL
RA/0097/S-96 ⁽¹⁾	AGO 2005	FIS 6007	≤ 590 TBq de Co-60.	DIOXITEK SA
RA/0098/S-96	JUN 2006	FIS 6008	≤ 740 TBq de Co-60.	DIOXITEK SA
RA/0099/B(U)F-96	ABR 2008	MG1	Enriq. < 20% U-235; EECC de reactores de investigación.	INVAP SE
RA/0100/B(U)F-96	En licenciamiento	RLA4018	Enriq. < 20% U-235; EECC irradiados o frescos.	CNEA (con CNEN Brasil, Proyecto OIEA)
RA/0101/B(U)-96	SEP 2011	BU-MAN	≤ 55,5 TBq de Mo-99, I-131, Ir-192.	CNEA
RA/0102/AF-96	DIC 2011	DALMA 25	Enriq. < 20% U-235; soluciones líquidas.	CNEA
RA/0103/B(U)F-96	En licenciamiento	LEUPA	Enriq. < 20% U-235; comp. sólidos de uranio	INVAP SE
RA/0106/B(U)F-96	En licenciamiento	BTI-1	Enriq. < 20% U-235; EECC y placas de EECC.	CNEA



5 - Certificación ISO 9001: El Sector TMR de la ARN obtuvo las certificaciones del Instituto Argentino de Normalización y Certificación (IRAM) y la International Certification Network (IQNet) en 2008, las que se han mantenido hasta el presente.

6 - Desde hace 40 años, la ARN ha proporcionado **capacitación** en materia de seguridad durante el transporte de MR, la realización de cursos nacionales y regionales, así como el desarrollo de material de formación adecuada en español para este tipo de cursos.

7 - Argentina es miembro del Comité de Normas de Seguridad en el Transporte del OIEA (TRANSSC). Expertos de ARN han colaborado en el desarrollo del Reglamento de Transporte del OIEA y otros documentos de apoyo relacionados.

8 - Conclusiones

- El transporte de materiales radiactivos se realiza con **seguridad** en este país debido a la decisión de mantener los **más altos estándares** en la actividad.
- Argentina cuenta con una amplia **experiencia y capacidad** en el **diseño y licenciamiento de Bultos y Materiales Radiactivos en Forma Especial**. Empresas argentinas han diseñado varios modelos de tipo B(U) y B(U)F, y continuarán el desarrollo de nuevos diseños de acuerdo a sus necesidades.
- La **capacitación** es la clave para el desarrollo del sector del transporte en el país y en la región.
- Es necesario mantener las tareas de **mejora continua** relacionadas con la seguridad en el transporte.
- Es importante participar en la **elaboración o modificación de los documentos de transporte del OIEA**.

Sistema de gestión de la calidad aplicado a la regulación del transporte de materiales radiactivos en la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina

López Vietri, J.; Elechosa, C.; Rodríguez Roldán, S. y Fernández, A.

SISTEMA DE GESTIÓN DE LA CALIDAD APLICADO A LA REGULACIÓN DEL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS EN LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR DE ARGENTINA

López Vietri, J.; Elechosa, C.; Rodríguez Roldán y Fernández, A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

El objetivo de este trabajo es describir los fundamentos y las características relevantes del Sistema de Gestión de la Calidad de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) que se aplica a la regulación del transporte de materiales radiactivos en Argentina.

En el marco de la política institucional de la ARN, uno de los procesos regulatorios definidos es el de la “Protección contra radiaciones ionizantes en el transporte de materiales radiactivos”, de aquí en adelante denominado Proceso TMR. El Sistema de Gestión de la Calidad (SGC) o Sistema de Gestión (SG) del Proceso TMR de la ARN está basado fundamentalmente en el sistema de normas ISO 9000, desarrollado en conformidad a los lineamientos emanados del Directorio y a los criterios y bases del SG de la ARN.

Con la finalidad de facilitar la implementación del SG del Proceso TMR, el mismo se dividió en cinco subprocesos: 1) Análisis y evaluaciones de solicitudes, 2) Licenciamiento para el transporte de materiales radiactivos, 3) Inspecciones relacionadas a transporte de materiales radiactivos, 4) Análisis y evaluaciones para capacitación, y 5) Asesoramiento y comunicación.

A modo de conclusiones del presente trabajo se comentarán los principales obstáculos y problemas que se encontraron en el diseño, implementación y mejora continua del SG del Proceso TMR así como las soluciones planteadas y el estado de avance de las mismas.

SISTEMA DE GESTIÓN DE LA CALIDAD APLICADO A LA REGULACIÓN DEL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIACTIVOS EN LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR DE ARGENTINA

J. López Vietri, M.S. Rodríguez Roldán, C. Elechosa y A. Fernández
Gerencia Seguridad Radiológica, Física y Salvaguardias - Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN)

Av. del Libertador 8250 - C1429BNP - Buenos Aires - ARGENTINA

transporte@arn.gob.ar



1 - Introducción

El Sector Control del Transporte de Materiales Radiactivos (TMR), es quien se encarga de la regulación y la fiscalización del transporte de materiales radiactivos (MR). Esta regulación se hace efectiva a través de la aplicación de la Norma Nacional AR 10.16.1 "Transporte de materiales radiactivos".

2 - Objetivo del proceso TMR

El objetivo del proceso TMR es garantizar que se ponen en práctica los requisitos para la protección de las personas, los bienes y el medio ambiente, de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes durante el transporte de materiales radiactivos, así como la mejora continua de sus subprocesos y la satisfacción de los grupos de interés.

3 - Subprocesos y grupos de interés

Subprocesos:

- Análisis y evaluaciones de solicitudes.
- Licenciamiento para el transporte de materiales radiactivos.
- Inspecciones relacionadas al transporte de materiales radiactivos.
- Análisis y evaluaciones para capacitación.
- Asesoramiento y comunicación.

Grupos de interés:

Estado Nacional, otros estados, la sociedad, las organizaciones, otros sectores de la ARN y cualquier persona, organización u organismo oficial, que diseña, ensaya, evalúa, fabrica, mantiene, prepara, importa, exporta, consigna o acarea un bulto de transporte de MR y materiales radiactivos en forma especial.

4 - Procedimientos e instrucciones de trabajo

- Emisión del certificado de aprobación para el transporte de MR.
- Análisis y evaluación de solicitudes de aprobación para el transporte de MR.
- Inspecciones a las remesas o expediciones de material radiactivo.
- Verificación de los requisitos antes de la primera expedición.
- Inspección a ensayos funcionales de bultos.
- Inspecciones a ensayos de material radiactivo en forma especial.
- Elaboración del programa anual de inspecciones de remesas y expediciones de materiales radiactivos.
- Asesoramiento y comunicación en temas relacionados a TMR.
- Capacitación en temas relacionados a TMR.

5 - Indicadores de desempeño

Los indicadores de desempeño fueron desarrollados como una forma de medir el logro de las metas del proceso TMR:

- Inspecciones realizadas vs programadas.
- Certificados de transporte emitidos vs solicitados.
- Tiempo de emisión del certificado de aprobación nuevo (versión original).
- Tiempo de emisión de renovación del certificado de aprobación.
- Registro y tiempo de respuesta de asesoramientos.
- Actualización de bases de datos.
- Encuestas de satisfacción para cursos.

6 - Revisión del sistema de gestión de calidad

El objetivo de la revisión del Sistema de Gestión (SG) es asegurar que se implementan los procesos necesarios para el SG e informar a la Unidad de Gestión de la Calidad el estado del SG del proceso TMR. En esta revisión, se describen los hallazgos de auditoría y su resolución, los objetivos de calidad, las interacciones con los grupos de interés y cómo se miden su grado de satisfacción, el desempeño del proceso, la conformidad del producto y seguimiento de los objetivos de calidad, los posibles cambios previstos para el próximo período que puedan llegar a afectar al proceso, las recomendaciones para la mejora del SG del proceso y las acciones de seguimiento de revisiones previas del sistema.

7 - Certificaciones ISO 9001:2000 e ISO-9001:2008

Desde abril de 2008 hasta el presente, el Proceso TMR conserva las certificaciones IRAM e IQNet.

8 - Conclusiones

El SG juega un papel importante en los esfuerzos de la Autoridad Regulatoria Nuclear para obtener en la medida de lo posible, una plena certeza de conformidad con la Norma de Transporte, así como para ayudar en la autoevaluación y en la mejora continua.

La aplicación y el uso de un SG puede promover la confianza del público en el transporte de MR.

El éxito a largo plazo de la SG dependerá de que todos los individuos tengan el conocimiento y la comprensión de los objetivos, principios y beneficios de la aplicación del SG.



Concepto de radionucleido relevante en la gestión de residuos radiactivos

Medici, M.A.

CONCEPTO DE RADIONUCLEIDO RELEVANTE EN LA GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

Medici, M.A.¹

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Los residuos radiactivos generados durante las prácticas nucleares (operación de centrales nucleares, reactores de investigación, producción de radioisótopos, etc.) tienen la particularidad de contener Radionucleidos emisores alfa, beta y gamma en concentraciones muy variables y de periodos de semidesintegración muy distintos. Las escalas de tiempo asociadas a la Gestión de Residuos Radiactivos (GRR) imponen un desafío, tanto al operador como al regulador, que es el de adoptar criterios tendientes a identificar antes de su generación cuáles serán los Radionucleidos que van a ser relevantes en el corto, medio y largo plazo. Esta información es fundamental para el operador a la hora de diseñar las prácticas y los sistemas de gestión para cada tipo de desechos.

ALCANCE

El presente trabajo analiza la temática de selección de radionucleidos (RN) relevantes aplicada a la gestión de residuos de Período de semidesintegración muy corto, de nivel muy bajo, bajo e intermedio. [1].

1. INTRODUCCIÓN

El diseño de las diferentes etapas de Gestión de Residuos Radiactivos incluye el conocimiento de cuáles van a ser los RN que van a impactar directamente en la seguridad. Dichos RN usualmente no son los mismos para cada etapa de gestión.

Si consideramos a las etapas de GRR como las de manipulación, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento, transporte y disposición final podemos realizar el siguiente análisis:

- En las etapas de manipulación, tratamiento y acondicionamiento de RR los radionucleidos relevantes serían los emisores gamma que contribuyan significativamente a la dosis por irradiación externa de los trabajadores. Además, cuando sean concebibles eventos que puedan generar aerosoles deberá también considerarse la presencia y concentración de emisores alfa y beta.
- En la etapa de almacenamiento, los residuos estarán ya confinados y en operación normal los radionucleidos relevantes serían los emisores gamma que contribuyan a la dosis por irradiación externa de los trabajadores. En situaciones anormales deberán también considerarse aquellos radionucleidos que contribuyan a la dosis de acuerdo a los escenarios planteados en la evaluación de seguridad de la instalación considerando eventos de baja probabilidad de ocurrencia tales como incendios, inundaciones o terremotos.

¹ mmedici@arn.gob.ar

- Durante el transporte los radionucleidos relevantes serán aquellos que dominen en los escenarios normales y accidentales planteados por la reglamentación para el transporte seguro de materiales radiactivos.
- Finalmente en la etapa de seguridad en el muy largo plazo y disposición final los RN relevantes serán aquellos que contribuyan significativamente a las dosis ocupacionales durante la operación (nuevamente emisores gamma) y aquellos que contribuyan significativamente a la dosis de miembros del público según los distintos escenarios considerados, por ejemplo migración e intrusión.

Es importante remarcar que la información de la concentración de actividad de los RN relevantes se adquiere más fácilmente en el momento de la generación de los residuos radiactivos. Por lo que las concentraciones de todos los RN que fueron identificados como relevantes en cada etapa deberían determinarse en las etapas tempranas de gestión e, idealmente, las técnicas y métodos a aplicar para tal fin deberían definirse y desarrollarse antes de que comience la generación de dichos residuos radiactivos.

2. IDENTIFICACIÓN DE RADIONUCLEIDOS RELEVANTES – METODOLOGÍA

No todos los radionucleidos estarán presentes en los residuos radiactivos y algunos de los que se formen tendrán un impacto muy poco significativo o nulo en algunas o todas las etapas de gestión. Además, la estimación de las concentraciones de actividad de ciertos radionucleidos puede ser muy costosa, por lo que no es razonable solicitar al Generador de residuos radiactivos un programa de caracterización injustificadamente ambicioso. Se impone la realización de un trabajo previo a fin de identificar cuáles nucleidos pueden llegar a dominar en cada etapa de gestión y cuáles son las concentraciones que de ser excedidas podrían tener implicancia en la gestión segura de los mismos. Para aquellas etapas de gestión que tendrán lugar fuera de la instalación generadora el operador deberá contar con el asesoramiento y asegurarse el acuerdo de la Organización Responsable de la Gestión Final de los residuos radiactivos y del Organismo Regulador.

Hay dos preguntas que deben realizarse a la hora de seleccionar los radionucleidos relevantes para la GRR:

- 1.-¿Cuáles son los radionucleidos que se pueden encontrar en una concentración significativa en el residuo que se va a generar?
- 2.- De dichos radionucleidos, ¿cuáles van a tener impacto en la seguridad de la gestión? Nótese que esta última pregunta exige considerar todas las etapas de gestión, tal como ya se indicó.

Para responder esas preguntas se deben considerar los siguientes criterios [2]:

- Criterio 1, debe haber una probabilidad razonable de que estén presentes en los residuos radiactivos.

Esto se realiza a través de:

- ✓ Búsqueda bibliográfica
- ✓ Condiciones de operación (potencia, mantenimientos, etc.)
- ✓ Materiales constitutivos potenciales de ser activados
- ✓ Flujos neutrónicos
- ✓ Medición de muestras representativas
- ✓ Estudio de la historia operativa de la instalación que los genera(eventos accidentales, etc.)
- ✓ Registros
- Criterio 2: deben tener la potencialidad de generar un impacto significativo en la seguridad de alguna de las diferentes etapas de gestión: manipulación, tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento, transporte y disposición final de los residuos radiactivos.

Aquellos RN que se encuentren presentes en el residuo en una concentración por debajo de un dado límite tendrán un impacto despreciable en las operaciones de GRR. Por ejemplo, valores de concentración de actividad inferiores a los límites para dispensa no deberían ser registrados y valores de concentración final que excedan los límites que en el futuro establezca el Organismo Gestor para un sistema de disposición final deberían ser motivo de preocupación.

3. RADIONUCLEIDOS RELEVANTES EN EL CORTO PLAZO

Se deberán considerar en las etapas de manipulación, tratamiento y acondicionamiento el impacto que tendrán los radionucleidos gamma en la dosis de los trabajadores afectados a dichas tareas. Dicha información se utilizarán para el diseño de blindajes, para la definición de factores de ocupación, etc.

En esta etapa y a fines de evaluar el impacto que tendrá la irradiación externa sólo se considerarán relevantes los emisores gamma salvo que las características del residuo justifique el análisis de escenarios de ingestión o inhalación, en dicho caso se deberá establecer la relevancia de RN alfa y betas presentes.

Asimismo si se utilizará en Método de Factores de Escala (*Ver Relevancia de la Caracterización*) se deberían incluir dentro de los radionucleidos relevantes los emisores gamma que serán utilizados como “nucleidos claves”, por ejemplo Co-60 y Cs-137.

4. RADIONUCLEIDOS RELEVANTES EN EL MEDIANO PLAZO

Para el almacenamiento de RR debería hacerse un análisis particular para evaluar cuáles serán los radionucleidos que se consideren relevantes. En operación normal serán los emisores gamma, dado que los residuos radiactivos ya están confinados en esta etapa, pero puede haber escenarios de exposición asociados a exposiciones potenciales, generadas por ejemplo por incendios, que exijan la evaluación de la formación de aerosoles y serían quizás relevantes en esas situaciones de baja probabilidad de ocurrencia.

En el caso de extensión de vida de Embalse los depósitos de almacenamiento de los diferentes residuos estructurales que se generarán se diseñaron para una vida útil de 50 años. Dado que la mayor contribución a la actividad de dichos residuos proviene de los radionucleidos generados por activación del material, se cuenta con inventarios calculados a través de modelaciones computacionales.

Seguramente de la extensa lista de radionucleidos generados por activación en las estructuras expuestas a flujos neutrónicos solo una fracción justificará un esfuerzo del operador, para asegurar una apropiada calidad de su determinación y de su registro durante el almacenamiento y como información base para demostrar el cumplimiento de los futuros criterios de aceptación del sitio de disposición final.

Una propuesta [3] es que los radionucleidos de relevancia para este caso sean aquellos con período de semidesintegración largos para los cuales se estime que al cabo de 50 años mantengan una concentración de actividad considerable. Por ejemplo, como primera aproximación aquellos radioisótopos cuya concentración de actividad al cabo de 50 años resultase mayor a cien veces el correspondiente niveles genéricos de dispensa [4].

Nota: En el caso de estructurarles activados es de esperar que el desmantelamiento brinde oportunidades para la toma de algunas muestras para así confirmar los valores calculados. Mayores dificultades pueden encontrarse para caracterizar los productos de corrosión.

5. RADIONUCLEIDOS RELEVANTES EN EL LARGO PLAZO

Como ya se mencionó antes, los RN que se pueden encontrar en el residuo que se va a generar se determinan a través del conocimiento de la práctica en la cual se originan, de mediciones de muestra representativas, de la historia operativa de dicha instalación, etc.

Los criterios de aceptación de un residuo en un sitio de Disposición Final se establecen a través del análisis de los escenarios de por ej: migración e intrusión. Dichos escenarios evaluarán el impacto que tendrán los radionucleidos en las dosis futuras y cuál será el inventario permitido. Esto estará influenciado también por información propia del medio receptor del sitio de disposición final como tipo de roca/material, Kd, cursos de agua cercanos, etc. Del resultado de dichos estudios surgirán los radionucleidos relevantes que deberán ser determinados en la etapa de generación por el Generador de RR.

Algunos estudios establecen que para la disposición final, del conjunto de RN se podría hacer hincapié en aquellos RN que sigan siendo significativos luego de 300 años del control institucional de un sitio de DF. Corresponde destacar que estos criterios de aceptación fueron evolucionando a medida que se fue ganando conocimiento en el tema. Si se revisan los primeros criterios de aceptación para disposición final de RR en el mundo, se encuentra que los mismos requerían la declaración de actividad beta/gamma total y alfa total y eventualmente algunos radionucleidos como H-3, Ra-226 o Th-232. Hoy en día existen sitios de disposición final en otros países que exigen la declaración de cerca de 150 RN en los residuos que van a emplazar [5].

6. RELEVANCIA DE LA CARACTERIZACIÓN

La caracterización de un RR implica determinar tanto la actividad como la concentración de actividad de los radionucleidos contenidos en ellos. Esta caracterización se realiza en base a la lista de RN relevantes para todas las etapas de gestión previamente identificados.

La experiencia internacional muestra que para la caracterización en actividad de RR se utilizan esencialmente tres métodos denominados Métodos Directos, Métodos Semiempíricos y Métodos Analíticos y combinaciones apropiadas de los mismos.

El Método Directo, es obviamente la forma más directa de conocer el contenido de nucleidos en un residuo. Este método consiste en la determinación de la actividad total contenida en un residuo por medición directa y, por ende, en la práctica sólo es aplicable para emisores gamma fuertes, por ejemplo Co-60 y Cs-137.

De los métodos semiempíricos el más simple es de aplicación al caso de corrientes o ítems homogéneos y consiste en la determinación de la concentración de actividad de los radionucleidos de interés, por medio de ensayos destructivos, en muestras representativas de las concentraciones de actividades en el RR considerado. Con los datos obtenidos se determina el “espectro de actividad” de los radionucleidos relevantes, el cual si el muestreo fue llevado a cabo apropiadamente es representativo de la distribución de actividad en toda la masa del residuo considerado. El Método de Factores de Escala [6] es una técnica para evaluar la consistencia estadística de relaciones entre concentraciones de radionucleidos y determinar promedios de sus valores. En este caso el objetivo del muestreo no es estimar las concentraciones de actividad sino evaluar las relaciones entre concentraciones de actividad de los distintos RN. Los resultados de los análisis de las muestras se expresan en relaciones de la concentración de actividad entre radionucleidos emisores alfa y beta, denominados difíciles de medir (DDM) y ciertos emisores gamma, tales como Co-60 o Cs-137, denominados nucleidos clave (NC) pues la actividad de estos últimos se puede determinar directamente en el residuo ya acondicionado.

Los métodos analíticos usuales se basan en el grado de quemado del combustible, cálculos de activación o relaciones de descendencia. [7]

La caracterización deberá documentarse a través de un sistema de registros dado que los inventarios que surjan son fundamentales para la correcta gestión de Residuos Radiactivos. La ventaja de determinar gran parte de los inventarios en etapas tempranas es que permiten evaluar la adaptabilidad de dicho residuo a los criterios de aceptación de las etapas siguientes

Es importante destacar que cada uno de los datos registrados en los inventarios deberá estar asociado a la documentación que lo avala (documentación soporte). Por ejemplo, el inventario de los radionucleidos presentes estará directamente asociado a la metodología empleada para determinar la actividad y la concentración de actividad de cada radionucleido (medición directa, factores de escala, códigos, etc.) y esta información también debe preservarse, al menos hasta que haya transcurrido el período de control institucional luego del cierre definitivo del sistema de disposición final.

7. CONCLUSIONES

El concepto de RN relevante está siempre asociado a una etapa de gestión del RR y a un conjunto de escenarios de exposición. Ningún RN es “relevante” por sí mismo, pues RN en concentraciones de actividad e inventario muy alto, como por ejemplo Co-60 en ciertos RR, pueden ser relevantes en las primeras etapas de gestión e irrelevantes en el largo plazo.

La determinación de la concentración de actividad de los radionucleidos identificados como relevantes es responsabilidad del Generador de los mismos. Dicha caracterización debe abarcar todos los RN que serán relevantes para las distintas etapas de gestión, incluso aquéllas que se llevarán a cabo fuera de la instalación generadora, y deberá ser realizada con una metodología que satisfaga tanto al Gestionador de RR (Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos) como a la Autoridad Regulatoria Nuclear.

Esta caracterización en base al contenido de radionucleidos relevantes en cada etapa permite prever cómo se comportará el RR en el tiempo, de manera de poder garantizar la seguridad en cada etapa de GRR tanto para los trabajadores como para el público.

El sistema de registros debe tener en cuenta los largos tiempos involucrados y asegurar la transferencia de los datos apropiados al gestionador.

8. AGRADECIMIENTOS

El autor desea agradecer el valioso aporte del Ing. Alfredo Lucio Biaggio en la elaboración del presente trabajo.

9. REFERENCIAS

- [1] Cuarto Informe Nacional a la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión de Combustible Gastado y sobre Gestión de Desechos Radiactivos – Vienna- Mayo 2012.
- [2] NiresReport N/105- The identification of RN Relevant to Long Term Waste Management in the UK.
- [3] Residuos Radiactivos Estructurales en el “Retubing/Refurbishment” de la Central Nuclear Embalse – Perspectiva Regulatoria D.E. Alvarez, H. Lee Gonzales, M.A. Medici y E.H. Piumetti ARN - AATN 2009.

- [4] Niveles Genéricos de Dispensa – Guía GR 08 – Autoridad Regulatoria Nuclear – Argentina – 2011.
- [5] Factores de Escala (ScalingFactors) para la determinación de la actividad de residuos radiactivos en centrales nucleares - Medici, M.A.; Piumetti, E.H.- ARN - AATN 2007.
- [6] Activity determination and declaration- An overview; W. Müller - Institute for Safety Technology (ISTec) GmbH - Germany.
- [7] Caracterización de residuos radiactivos en centrales nucleares- Piumetti, E.H.;Medici, M.A. - ARN - AATN 2007.

Incertidumbres asociadas a la medición de la contaminación superficial

Discacciatti, A. y Menchaca. I.

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 ²⁴¹Am) y beta (con fuentes de ¹⁴C, ³⁶Cl y ⁹⁰Sr/⁹⁰Y).

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/cm².

Según el documento *IAEA Safety Standards Series N° 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/cm² para emisores beta, gamma y alfa de baja toxicidad o 0,04 Bq/cm² 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/cm² para emisores beta, gamma y alfa de baja toxicidad o 0,4 Bq/cm² 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.

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

¹ E-mail del autor: adiscacciatti@arn.gob.ar

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).

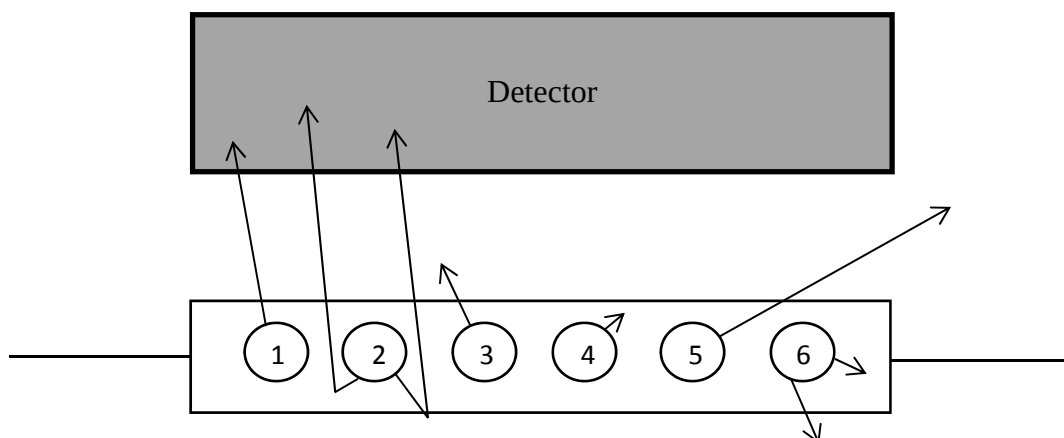


Figura 1. Vista transversal del conjunto fuente-detector.

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/cm²) 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 cm² [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.

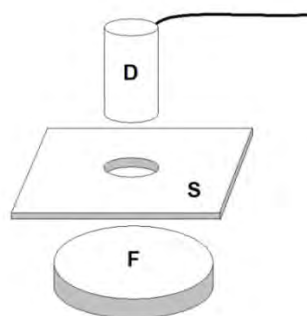


Figura 4. Conjunto Fuente (F) – Separador (S) – Detector (D).

En la Figura 5 se muestra la dependencia del flujo relativo de partículas con la distancia para las fuentes del LDF. N_0 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 conteos 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

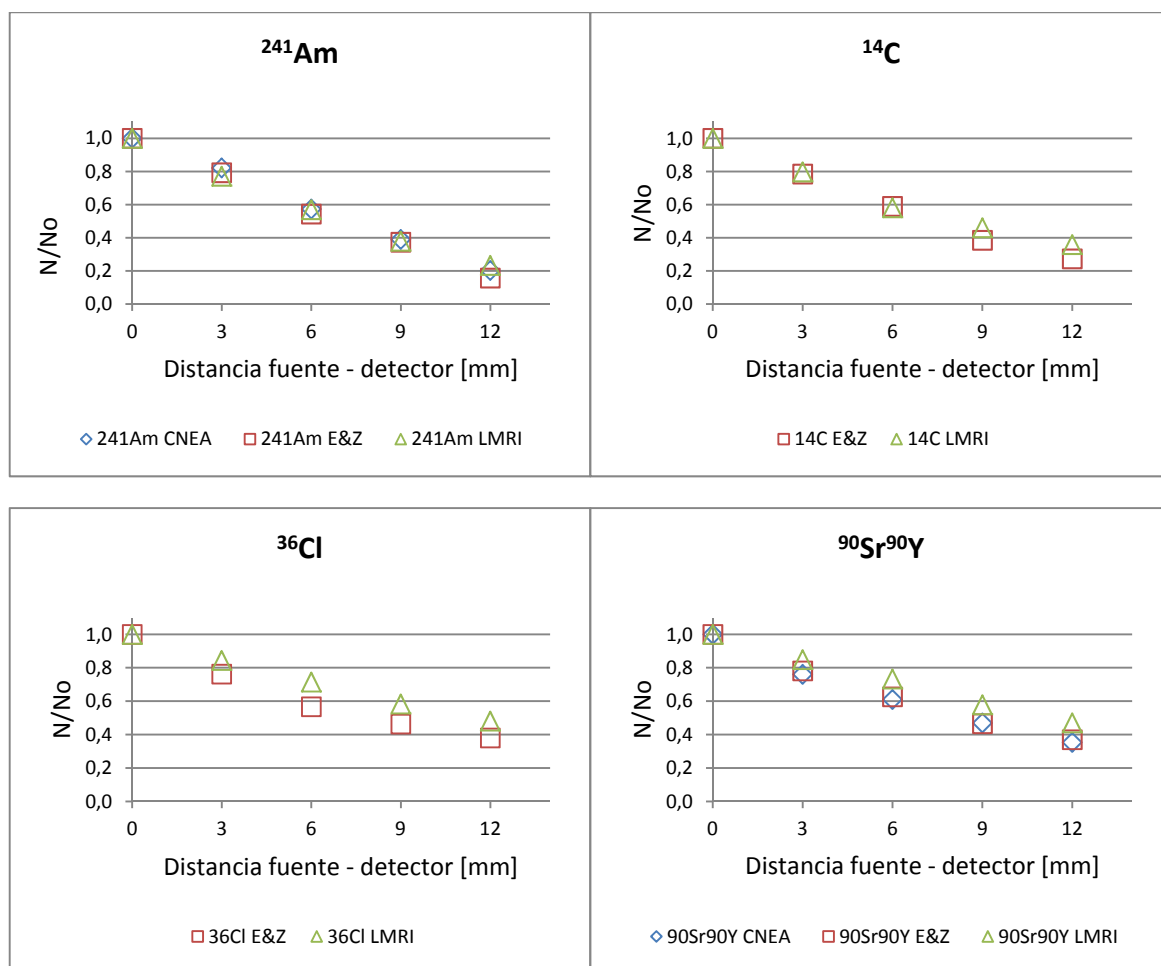


Figura 5. Flujo relativo de partículas (N/N_0) a 0 mm, 3 mm, 6 mm, 9 mm y 12 mm para las fuentes ²⁴¹Am, ¹⁴C, ³⁶Cl y ⁹⁰Sr⁹⁰Y.

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.

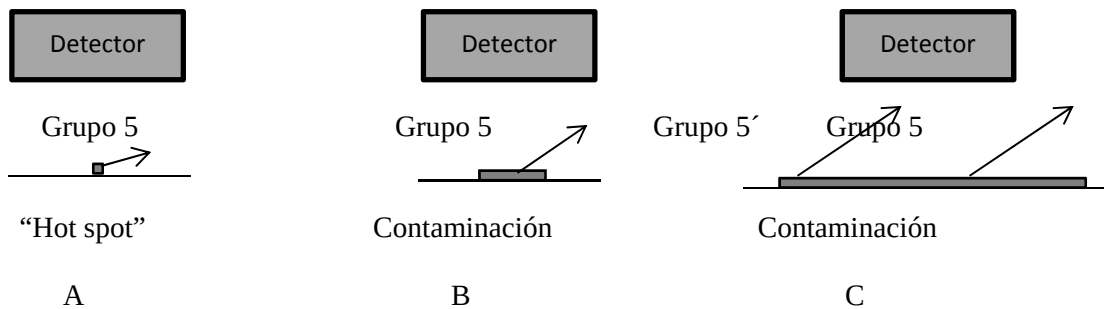


Figura 6. Diferentes áreas de contaminación en relación al área del detector.

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 cm². 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 cm².

En el LDF se montaron los dispositivos descritos 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.

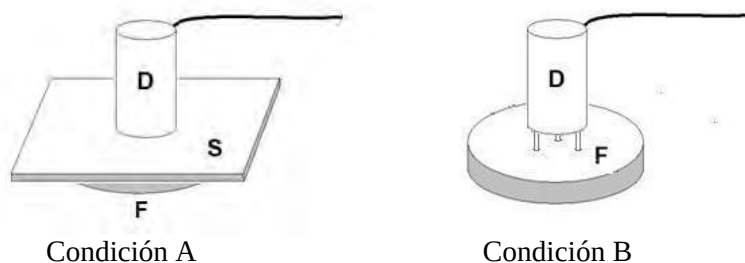


Figura 7. Montaje fuente-detector en el caso que sólo queda expuesta un área igual que la del detector (A) y en el caso donde se expone toda la fuente (B).

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).

$$u_a^2 = \frac{(a_+ - a_-)^2}{12} \quad (3)$$

$$u_{a,r} = \frac{u_a}{x} \quad (4)$$

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.

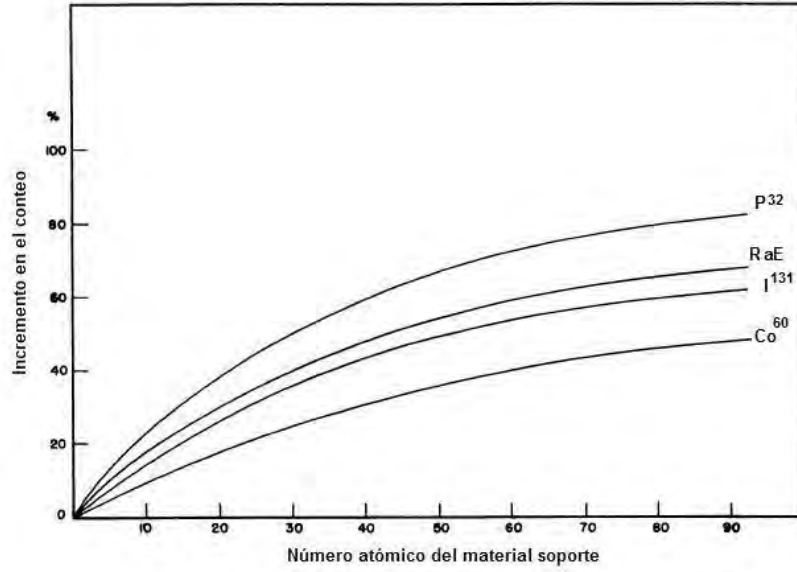


Figura 8. Incremento en el conteo de partículas por retrodispersión para varios radionucleidos en función del número atómico del soporte.

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 ; $E_{\text{max}} = 1,7 \text{ MeV}$), 60% para betas de media energía (^{131}I , $E_{\text{max}} = 0,606 \text{ MeV}$) y 50 % para betas de baja energía (^{60}Co , $E_{\text{max}} = 0,318 \text{ MeV}$). 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).

$$u_r^2 = \frac{(a_+ - a_-)^2}{12} \quad (5)$$

$$u_{r,r} = \frac{u_r}{x} \quad (6)$$

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 sólido superior y la actividad de la misma.

$$\varepsilon_s = \frac{\text{grupo 1} + \text{grupo 2} + \text{grupo 3} + \text{grupo 5}}{A} \quad (7)$$

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 $E_{\beta \text{ max}} > 0,4 \text{ MeV}$ se establece una eficiencia $\varepsilon_s=0,5$. Si la energía está comprendida en el intervalo $0,15 \text{ MeV} < E_{\beta \text{ máx}} < 0,4 \text{ MeV}$, 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).

$$u_{au}^2 = \frac{(a_+ - a_-)^2}{12} \quad (8)$$

$$u_{au,r} = \frac{u_{au}}{x} \quad (9)$$

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
$^{90}\text{Sr}^{90}\text{Y}$	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 contaminación 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).

Incertidumbres asociadas a la medición de la contaminación superficial



Discacciatti A.; Menchaca I.

adiscacciatti@arn.gob.ar; imenchaca@arn.gob.ar

Autoridad Regulatoria Nuclear – Av. del Libertador 8250 (C1429BNP) 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:

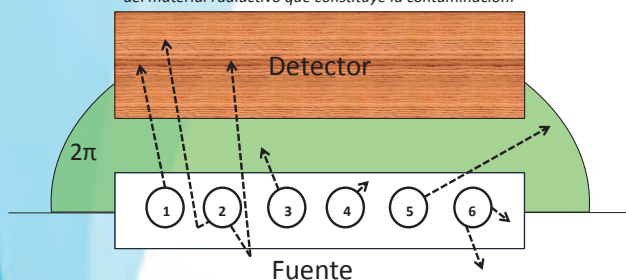
1. Distancia fuente-detector
2. Área de la fuente
3. Retrodispersión
4. Autoatenuación

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 $^{90}\text{Sr}^{90}\text{Y}$ (beta). El detector utilizado fue un Geiger-Müller sensible a radiación alfa, beta y gamma.

FABRICANTES DE LAS FUENTES:



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:

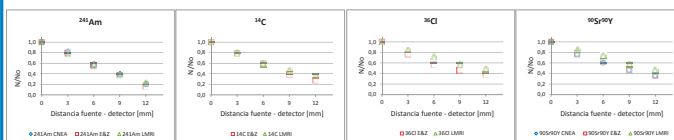
$$u_r = \frac{u}{x}$$

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:

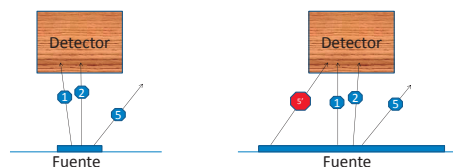
- Aumento relativo del grupo 3 y 5
- Disminución de la energía del grupo 1 y 2



Flujo relativo de partículas (N/N0) a 0 mm, 3 mm, 6 mm, 9 mm y 12 mm para las fuentes ^{241}Am , ^{14}C , ^{36}Cl y $^{90}\text{Sr}^{90}\text{Y}$

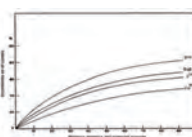
2. Área de la fuente

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 (ϵ_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.

$$\epsilon_s = \frac{\text{grupo 1} + \text{grupo 2} + \text{grupo 3} + \text{grupo 5}}{A}$$

A: actividad de la fuente

RESULTADOS

Radiación	$u_{d,r}$ [%] (Distancia)	$u_{s,r}$ [%] (Área de la fuente)	$u_{r,r}$ [%] (Retrodispersión)	$u_{a,r}$ [%] (Autoatenuación)	Ur [%]
α	21	Despreciable		18(*)	55(*)
β ($E_{\text{max}}=0,154$ MeV)	18	5	23	43	104
β ($E_{\text{max}}=0,71$ MeV)	13	9	17	25	68
β ($E_{\text{max}}=2,26$ 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;

U_r : 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.

Integración de la Autoridad Regulatoria Nuclear y la comunidad educativa

Cateriano, M.A.; Rodriguez, M.; Sadañiowski, I. y Bonetto, J.P.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013

INTEGRACIÓN DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR Y LA COMUNIDAD EDUCATIVA

Cateriano, M.A.¹; Rodriguez, M.; Sadañowski, I. y Bonetto, J.P.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Las tareas destinadas a la preparación de la población, para el caso de una emergencia nuclear, que son llevadas a cabo dentro de los ejercicios de aplicación de los planes de emergencia de las Centrales Nucleares Embalse y Atucha I, han demostrado un alto grado de participación de los alumnos de los colegios cercanos a las centrales.

A partir de esta experiencia, desde hace varios años una Institución Educativa de la localidad de Embalse, Provincia de Córdoba, donde se encuentra emplazada una de las centrales nucleares del país, fue invitada por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), para que dos alumnos con los mejores rendimientos académicos y un docente del último curso de la especialidad en Ciencias Naturales de la Institución, realicen una “pasantía” de una semana en el Centro Atómico Ezeiza en la Provincia de Buenos Aires. La finalidad es que conozcan las instalaciones de la ARN y bajo la supervisión de personal de la misma, realicen el procesamiento de muestras ambientales tomadas por los propios alumnos en una zona cercana a la Central Nuclear Embalse. La experiencia se completa con una visita a la fábrica de elementos combustibles dentro del mismo predio del Centro Atómico Ezeiza.

En este trabajo se describen las tareas desarrolladas por los alumnos en esta “pasantía”, y las conclusiones obtenidas de esta experiencia que han permitido mantener y afianzar un canal de comunicación con la población.

1. INTRODUCCIÓN

La Ley Nacional de la Actividad Nuclear N° 24.804, en su Decreto Reglamentario (Decreto N° 1390 art.16 “o”) establece que a efectos de un mejor cumplimiento de sus funciones la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) deberá aprobar planes de contingencia para el caso de accidentes nucleares, programas para enfrentar emergencias y en los casos necesarios, el correspondiente entrenamiento de trabajadores y vecinos. Dichos planes deberán prever una activa participación de la comunidad. Las Fuerzas de Seguridad y los representantes de instituciones civiles de la zona abarcada por tales procedimientos deberán responder al funcionario que, a tales efectos, designe la ARN, organismo que se considera como órgano regulador en los términos del Artículo 8° de la Convención sobre Seguridad Nuclear, aprobada por Ley N° 24.776”.

Además que “Las autoridades municipales, provinciales y nacionales que pudieren tener vinculación con la confección de dichos planes deberán cumplir los lineamientos y criterios que defina la ARN, órgano que, a tales efectos ejercerá, las facultades que para cada Parte Contratante, establece la citada Convención sobre Seguridad Nuclear”.

Bajo este Marco Legal, en los Ejercicios de Aplicación de los Planes de Emergencia de las Centrales Nucleares se realizan tareas de difusión basadas en charlas de divulgación y

¹ mcateriano@arn.gob.ar

capacitación, reparto de soporte informativo y la organización de los simulacros con la participación de la población. En los últimos años se ha detectado una baja participación de los adultos en la asistencia a estas charlas de divulgación, contrastando con la alta participación e interés de la comunidad educativa, que ha permitido iniciar nuevos canales de comunicación hacia los padres, siendo ésta una vía importante de llegada de información a los adultos.

2. ANTECEDENTES

Como resultado de esta activa participación de la comunidad educativa, la ARN decidió invitar a una Institución Educativa de la localidad de Embalse, Provincia de Córdoba, donde se acordó con las autoridades de la Institución que dos alumnos con los mejores promedios académicos y un docente del último curso de la Especialidad en Ciencias Naturales de la Institución, recibieran como premio a su esfuerzo y dedicación al estudio, una “pasantía” de una semana en las instalaciones de la ARN ubicadas en el Centro Atómico Ezeiza en la Provincia de Buenos Aires (a unos 30 Km. del centro de la ciudad de Buenos Aires), y bajo la supervisión de personal de la misma, realicen el procesamiento de muestras ambientales tomadas por los propios alumnos en una zona cercana a la Central Nuclear Embalse.

3. ACTIVIDADES DESARROLLADAS

Las actividades se desarrollan en dos etapas: en la primera etapa, personal de la ARN realiza una capacitación en el Instituto Educativo y posteriormente a la siguiente semana se realiza el traslado de los alumnos y docente al Centro Atómico Ezeiza para visitar las instalaciones de la ARN y realizar la pasantía.

3.1 Actividades en el Instituto Educativo

Primer día: se dicta una capacitación a los alumnos que cursan el último año de la Especialidad Ciencias Naturales, que consiste en el desarrollo de los siguientes temas:

- Funciones de la ARN, Aspectos Legales y Aspectos Regulatorios, Antecedentes de Control Regulatorio en Argentina, Seguridad Radiológica y Nuclear, Salvaguardias.
- Aspectos básicos sobre Radiación y Radiactividad, Tipos de Radiación, Blindajes y factores de protección de la radiación, Radiación Natural y Artificial, Principios de Protección Radiológica, Aplicaciones de la radiación. La Seguridad de la población y el Medio Ambiente próximo a la Central Nuclear Embalse.
- Monitoreo Ambiental, Descargas al Medio Ambiente, Límites y Restricciones de dosis, Monitoreo Radiológico Ambiental en los alrededores de instalaciones radiactivas y nucleares. Descargas gaseosas, descargas líquidas, frecuencia de muestreo, muestreo de agua superficial, muestreo de sedimentos.

Segundo día: se mantiene una reunión previa con los alumnos donde se les trasmite la consigna de cómo tomar las muestras ambientales, dividiéndose a los alumnos en grupos para repartir las tareas de: etiquetado, toma de muestras, llenado de la planilla de toma de muestras y acondicionamiento de las mismas.

Seguidamente se toma una muestra de agua potable en el Instituto, para después realizar el traslado de los alumnos a un punto de muestreo predeterminado a orillas del lago de Embalse donde se procede a tomar las muestras según procedimientos preestablecidos. Tomándose una muestra de agua superficial de lago, otra de sedimentos y por último una muestra de pasto.



Figura 1. Alumno realizando toma de muestra de agua

Figura 2. Alumnos realizando toma de muestras de sedimentos



Los alumnos que viajarán a realizar la pasantía, serán los encargados de tener en custodia las muestras y verificar el acondicionamiento de las mismas, etiquetado, y preparación para el transporte, y llenado de la planilla del muestreo.

3.2 Laboratorios de la ARN en el Centro Atómico Ezeiza

La ARN cuenta con laboratorios e instalaciones ubicadas en el Centro Atómico Ezeiza, donde se realizan mediciones y determinaciones necesarias para cumplir con su función regulatoria. Las principales tareas que se efectúan son las siguientes:

- Desarrollar sistemas de medición de dosis que permitan establecer el cumplimiento de niveles apropiados de protección de las personas.
- Determinar la presencia de radionucleidos en el ambiente, alimentos y otras matrices biológicas.
- Participar en la verificación del cumplimiento del Tratado de prohibición total de ensayos nucleares.

- Realizar estudios sobre la transferencia de nucleídos en el ambiente para ser luego utilizados en modelos de evaluación de dosis en el público.
- Efectuar estudios sobre los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes.
- Evaluar, a través de dosímetros físicos y biológicos situaciones de sobreexposición accidental.
- Asesorar sobre la conducta médica a seguir en caso de accidentes radiológicos.
- Realizar desarrollos electrónicos en hardware y software como soporte a distintas tareas regulatorias.

En los laboratorios de análisis radioquímicos, se procesan las muestras provenientes de los monitoreos ambientales y muestras obtenidas durante las inspecciones, evaluaciones y auditorías llevadas a cabo por personal de la ARN, en su función regulatoria.

Se analizan muestras de distintos tipos, entre ellas aguas, sedimentos, suelos, vegetales, filtros (muestras de aire y sweep-tests), muestras biológicas (orinas, heces, y soplidos nasales y alimentos de diferentes tipos constitutivos de la dieta. En dichas muestras, y según los requerimientos se determinan uranio natural, uranio enriquecido, plutonio, americio, curio, neptunio, radio, torio, tritio, fósforo 32, estroncio 90, polonio 210, y actividad alfa y beta total.

Para el procesamiento de muestras ambientales se cuenta con los siguientes laboratorios:

- Laboratorio para el procesamiento de muestras ambientales con muy baja actividad, donde además, se procesan las muestras correspondientes a las intercalibraciones.
- Laboratorio para el acondicionamiento y procesamiento de muestras provenientes del monitoreo radiológico ambiental en los alrededores de las instalaciones radiactivas y nucleares; aquí también se procesan las muestras correspondientes al estudio de radionucleidos naturales en la dieta
- Laboratorio para el procesamiento de muestras en las que se determina tritio.
- Laboratorio para el procesamiento de muestras en las que se determina estroncio 90.

3.3 Pasantía de los alumnos en el Centro Atómico Ezeiza

A la semana siguiente de la capacitación en Embalse, los alumnos y el docente se presentan en los laboratorios de la ARN del Centro Atómico Ezeiza con las muestras ambientales que estuvieron bajo su resguardo.

En el Centro son recibidos por personal de la ARN, quienes los acompañan a realizar una visita por las instalaciones y bajo su supervisión los alumnos realizan diversas tareas tales como:

- Llevar las muestras al Laboratorio de Muestreo y Pre-tratamiento para acondicionarlas: filtrado, acidificación, molienda, tamizado, etc., separación en alícuotas e identificación. Análisis de las muestras en los laboratorios:
- Laboratorio de ensayos de tritio
- Laboratorio de espectrometría gamma
- Laboratorio ensayos de estroncio

Por último se realiza la obtención de los resultados de las muestras:

- En muestras de sedimentos se determina la concentración en Bq/kg de emisores gamma (Cs-137 y Co-60).
- En muestras de pastos se determina la concentración en Bq/kg de emisores gama (Cs-137 y Co-60), I-131 y tritio.
- En muestras de agua la concentración de Bq/l de tritio, emisores gama (Cs-137 y Co-60), y Sr-90.



Figura 3. Instalaciones de la ARN en el Centro Atómico Ezeiza.

Finaliza la pasantía con una visita a la fábrica de elementos combustibles, pastillas combustibles, barras de control y componentes estructurales para centrales nucleares y reactores de investigación, ubicada dentro del mismo predio del Centro Atómico Ezeiza.

Al volver a la Institución Educativa, los alumnos y docente, preparan una charla para presentar ante sus compañeros sobre la experiencia vivida en la pasantía y los resultados obtenidos.

4. CONCLUSIONES

Esta pasantía les permite a los alumnos adquirir conocimientos sobre los procedimientos de toma, acondicionamiento y análisis de muestras, como así también familiarizarse con el empleo del equipamiento de laboratorio.

Como resultado de esta experiencia con la comunidad educativa ha permitido la difusión de las actividades que realiza la ARN en relación al control ambiental donde está emplazada la Central Nuclear.

La integración de la ARN con la comunidad educativa ha permitido mantener y afianzar un canal de comunicación con la población.

5. REFERENCIAS

1. Informe Anual 2010, Autoridad Regulatoria Nuclear, Buenos Aires Argentina.
2. Ley Nacional de la Actividad Nuclear N° 24.804.

Efectos no centrados y non-cáncer inducidos por radiaciones ionizantes. Estado actual

Michelin, S. y Dubner, D.

EFFECTOS NO CENTRADOS Y NON-CÁNCER INDUCIDOS POR RADIACIONES IONIZANTES. ESTADO ACTUAL

Michelin, S. y Dubner, D.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

1.- EFECTOS NO CENTRADOS Y NON-CÁNCER

1.1.- Efectos no centrados

Hasta 1986, la idea dominante era que todo el daño por irradiación resultaba de haber entregado la energía exclusivamente a la célula y por consiguiente haber dañado su ADN. En un período de aproximadamente 10 años, entre 1986 y 1996, este concepto fue cambiando debido a una serie de evidencias experimentales básicas e interrelacionadas entre sí, (1) Estas fueron:

- la aparición de mutaciones letales *de novo* en células que se han “recuperado” de la irradiación y que siguieron dividiéndose satisfactoriamente.
- aberraciones cromosómicas no clonales.
- muy bajas dosis de radiación alfa indujeron alteraciones cromosómicas en un número mayor de células que las impactadas por la radiación.
- el medio de cultivo de células irradiadas causa efectos similares sobre la sobrevivencia celular y la inestabilidad genómica como la irradiación directa.

Estos trabajos impulsaron una revolución científica estableciendo un nuevo paradigma para las bajas dosis. Los dos primeros revelan que cambios genéticos pueden ocurrir en las células descendientes y que aparecen luego de varias divisiones celulares, fenómeno que podría denominarse como “transmisión horizontal” del efecto, mientras que los últimos establecen que cambios pueden ser inducidos en células no irradiadas que reciben señales de las irradiadas que constituiría una “transmisión horizontal” del efecto.

Estos fenómenos han sido descriptos no solo en células sino también a nivel tisular, del organismo y aun entre individuos.

Todas estas evidencias donde el ADN no es el blanco directo de las radiaciones, constituyen los llamados efectos no centrados. Ellos son denominados: efectos abscopales, efectos clastogénicos, inestabilidad génica y efecto bystander y en su conjunto han logrado modificar el paradigma tradicional que decía: “la célula irradiada es la única afectada y el blanco de la radiación es el ADN”.

Los efectos abscopales y clastogénicos fueron descriptos hace más de 50 años *in vivo* pero permanecieron como una curiosidad radiobiológica hasta que en los últimos años, el empleo de distintas técnicas de biología celular y molecular están permitiendo aclarar su mecanismo.

En cuanto a los efectos de inestabilidad génica y bystander, los mecanismos que se están proponiendo involucran alteraciones epigenéticas, metilaciones de bases del ADN, modificación de histonas, y eventos mediados por pequeños RNA, así como una serie de moléculas y radicales libres que participarían en la transmisión del daño (2-4).

1.2.- Efectos non-cáncer

Por una serie de estudios epidemiológicos basados en observaciones de poblaciones irradiadas, los riesgos de bajos niveles de exposición a las radiaciones han sido relacionados principalmente con la aparición de neoplasia a largo plazo. Particularmente la leucemia fue el primer tipo de cáncer que se observó en exceso entre los sobrevivientes de Hiroshima y Nagasaki.

Posteriormente otros tipos de tumores se han constatado en esta población y en otras radiológicamente expuestas. A dosis altas (>5 Gy) una variedad de efectos han sido bien establecidos particularmente en estructuras cardíacas y vasculares, coronarias, carótidas y arterias en general.

Los estudios epidemiológicos durante más de 60 años de poblaciones accidentalmente expuestas a radiaciones ionizantes (Hiroshima y Nagasaki, Mayak, cuenca del Río Techa) o más recientes, Chernobyl y pacientes sometidos a radioterapia, comenzaron a demostrar una asociación entre moderados y bajos niveles de exposición, ya sea a alta o baja tasa y varios tipos de patologías no cáncer.

Si bien el retraso mental severo fue evidente desde tiempos más tempranos, otras patologías como opacidad del cristalino, cardiovasculares, cerebrovasculares y alteraciones en el sistema inmune están siendo confirmadas actualmente (5).

También hay evidencias de una relación entre diabetes, obesidad y las radiaciones y a nivel experimental se demostró una transmisión transgeneracional de alteraciones inducidas por las radiaciones que podrían contribuir a una inestabilidad génica en el nuevo individuo (6).

Las técnicas actuales de genómica, transcriptoma, proteómica y metabolómica permiten conocer:

- a) los niveles de expresión de los RNA mensajeros,
- b) determinar cualitativamente y cuantitativamente las distintas proteínas y
- c) integrar las distintas vías metabólicas asociando grupos de genes que participan en mecanismos relacionados proveyendo una mayor información sobre los mecanismos involucrados.

2.- BIBLIOGRAFÍA

- 1.- Mothersill C, Seymour C. Changing paradigms in radiobiology. *Mutat Res.* 750(2):85-95; 2012.
- 2.- Mothersill C, Seymour C. Are epigenetic mechanisms involved in radiation-induced bystander effects? *Front Genet.* 3:74; 2012..
- 3.- Mancuso M, Pasquali E, Giardullo P, Leonardi S, Tanori M, Di Majo V, Pazzaglia S, Saran A. The radiation bystander effect and its potential implications for human health. *Curr Mol Med.* 12 (5):613-24; 2012.
- 4.- Merrifield M, Kovalchuk O. Epigenetics in radiation biology: a new research frontier. *Front Genet.* 4:40.; 2013.
- 5.- Picano E, Vano E, Domenici L, Bottai M, Thierry-Chef Cancer and non-cancer brain and eye effects of chronic low-dose ionizing radiation exposure *BMC Cancer.* 12:157; 2012.
- 6.- Mughal SK, Myazin AE, Zhavoronkov LP, Rubanovich AV, Dubrova YE. The dose and dose-rate effects of paternal irradiation on transgenerational instability in mice: a radiotherapy connection. *PLoS One.* 7(7); 2012.

Laboratorio de Radiopatología de la Autoridad Regulatoria Nuclear

Gallegos, C.E.; Dubner, D. y Michelin, S.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013

LABORATORIO DE RADIOPATOLOGÍA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR

Gallegos, C.E.*; Dubner, D. y Michelin, S.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

* cgallegos@arn.gob.ar

ABSTRACT

El laboratorio de Radiopatología (LRP) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) brinda soporte científico-técnico en caso de sobreexposición accidental o incidental a las radiaciones ionizantes.

Actualmente cuenta con procedimientos de indicadores evolutivos para el seguimiento y evaluación de pacientes con irradiación corporal total.

Debido al carácter multidisciplinario de la respuesta a los efectos de las radiaciones, el LRP desarrolla además proyectos de Investigación y Desarrollo.

Uno de ellos está dirigido al estudio fisiopatológico y terapéutico de las irradiaciones localizadas. En el marco del convenio Hospital de Quemados de la Ciudad de Buenos Aires-ARN, el LRP participa en un protocolo de diagnóstico y tratamiento a través del estudio de marcadores de inflamación para el seguimiento evolutivo de pacientes con Síndrome Cutáneo Radioinducido y su respuesta a los tratamientos terapéuticos.

Dado que el ICRP realizó recientemente una revisión de la dosis umbral para opacidad en cristalino y del límite de dosis ocupacional en cristalino basándose en estudios que sugieren una mayor radiosensibilidad que la previamente considerada, desarrollamos un proyecto de relevamiento y evaluación de dosis en cristalino, en correlación con estudios oftalmológicos en trabajadores ocupacionalmente expuestos. Respecto del efecto de bajas dosis, el LRP ha realizado estudios de efectos a muy bajas tasas de dosis *in vitro* y estudia la aplicación de modelos de estimación de riesgos de efectos estocásticos.

Finalmente, el LRP participa activamente en tareas de capacitación y entrenamiento de profesionales y personal técnico de las distintas áreas radiológicas y nucleares así como del Programa de Protección Radiológica del Paciente.

1. INTRODUCCIÓN

Los objetivos del laboratorio de Radiopatología (LRP) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) están enfocados a la necesidad de dar soporte científico-técnico, mediante la actualización del conocimiento y el desarrollo e implementación de las herramientas necesarias, para la respuesta a la sobreexposición accidental o incidental a radiaciones ionizantes.

Ante los desafíos planteados por el carácter multidisciplinario de la respuesta a los efectos de las radiaciones, el LRP desarrolla diversas tareas y proyectos para abordar satisfactoriamente dicha respuesta.

De esta manera, el LRP cuenta actualmente con procedimientos de indicadores evolutivos para el seguimiento y evaluación de pacientes con irradiación corporal total (ICT). También se llevan a cabo proyectos de Investigación y Desarrollo, tales como el estudio de marcadores de inflamación para el seguimiento evolutivo de pacientes con Síndrome Cutáneo Radioinducido (SCR), un proyecto de relevamiento y evaluación de dosis en cristalino, en correlación con estudios oftalmológicos en trabajadores ocupacionalmente expuestos, así como el estudio del efecto de bajas dosis y muy bajas tasas de dosis en sistemas celulares *in vitro*. Por otra parte, el LRP participa también activamente en tareas de capacitación y entrenamiento de profesionales y

personal técnico de las distintas áreas radiológicas y nucleares, incluyendo la protección radiológica del paciente.

2. ACTIVIDADES

2.1. Indicadores Evolutivos para el seguimiento y evaluación de pacientes con ICT

La medición de lipoperóxidos plasmáticos (LP) y del índice de madurez reticulocitaria (IMR) son utilizados como una herramienta para evaluar el grado de evolución de aquellos pacientes sometidos a ICT.

El IMR se basa en el análisis por citometría de flujo de poblaciones reticulocitarias de sangre periférica a través de la correlación entre la intensidad de fluorescencia obtenida con un colorante específico (naranja de tiazol) y el contenido de ácido ribonucleico (RNA), definiendo poblaciones de baja, media y alta fluorescencia. La presencia de reticulocitos de alta fluorescencia puede ser considerada como una expresión temprana de actividad eritropoyética, y ésta un indicador de la actividad hematopoyética global [1, 2].

En un estudio de 27 pacientes sometidos a ICT como condicionamiento para el trasplante de médula ósea se observó que el corrimiento hacia la región de alta fluorescencia a partir de reticulocitos con alto contenido de RNA y verificado a través del IMR, antecede de modo significativo al método convencional de recuento manual o automatizado de reticulocitos totales, neutrófilos y plaquetas en sangre periférica [3], constituyéndose en un método cuantitativo y de fácil implementación para la detección temprana de reactivación de la médula ósea.

Numerosos estudios han señalado a la producción de radicales libres como el principal mecanismo de daño radioinducido en los sistemas biológicos. Estos radicales libres son especies altamente reactivas que conducen al estrés oxidativo en los tejidos afectados. La peroxidación lipídica es un mecanismo de daño celular que se presenta cuando existe estrés oxidativo, y se ha demostrado puede resultar de utilidad como indicador de la evolución de pacientes sometidos a ICT. En un estudio de 27 pacientes sometidos a ICT como condicionamiento para el trasplante de médula ósea se observó que el incremento de LP durante las primeras dos semanas post-trasplante fue un predictor de evolución no favorable.

Los pacientes con evolución favorable, en cambio, revelaron un incremento de LP durante el condicionamiento, y un descenso significativo durante la tercera y cuarta semana post-trasplante con respecto a los valores pre condicionamiento [3].

El contenido de productos de lipoperoxidación se mide como sustancias reactantes con el ácido tiobarbitúrico (TBARS) de acuerdo a la técnica de Jentzsch et ál. [4]. La misma se basa en la reactividad del ácido tiobarbitúrico (TBA) con el malondialdehído (MDA), un producto de la degradación lipoperoxidativa. El resultado se expresa como equivalentes de MDA en $\mu\text{moles/L}$.

El seguimiento de la concentración plasmática de LP puede ser una herramienta útil en el complejo seguimiento de pacientes sobreexposados.

2.2 Marcadores de inflamación para el seguimiento evolutivo de pacientes con Síndrome Cutáneo Radioinducido

EL LRP forma parte del Comité de Radiopatología del Hospital de Quemados de la Ciudad de Buenos Aires, participando en un protocolo de diagnóstico, tratamiento y seguimiento de lesiones localizadas radioinducidas, debidas a tratamientos radiantes, procedimientos intervencionistas y accidentes radiológicos.

Los efectos tardíos pueden tener efectos devastadores en la calidad de vida de las personas expuestas a radiaciones, ya sea en forma accidental o por tratamientos terapéuticos. Aunque se

han sugerido numerosas etiologías para estas toxicidades tardías, los parámetros inflamatorios implicados durante la fase tardía son poco conocidos.

En el marco del convenio con el Hospital de Quemados se realizó un estudio con 25 pacientes que presentaban lesiones agudas y tardías de la piel luego de radioterapia o procedimientos de fluoroscopia intervencionista y se analizó la respuesta del sistema inmune en estos pacientes. Para ello se evaluaron por citometría de flujo la expresión de las moléculas de adhesión ICAM1 y β 1-integrina en granulocitos y linfocitos, así como cambios en subpoblaciones de linfocitos T (relación $T(CD4^+) / T(CD8^+)$) [5]. Los niveles de proteína C reactiva (PCR), un conocido marcador de inflamación, fueron cuantificados mediante ensayo inmunoturbidimétrico. El análisis de la expresión de las moléculas de adhesión reveló una mayor expresión de β 1-integrina en los linfocitos de los pacientes en comparación con controles no expuestos. También se observó una disminución en su expresión en el seguimiento de pacientes con buena respuesta al tratamiento terapéutico. Además, los pacientes con mala evolución mostraron una tendencia a la disminución de la relación $T(CD4^+) / T(CD8^+)$ en comparación con pacientes con buena evolución.

Los niveles de PCR fueron mayores en los pacientes de fase aguda y en pacientes con toxicidad tardía pero en crisis de exacerbación.

Los parámetros analizados en combinación con otros indicadores de inflamación, podrían ser utilizados como potenciales marcadores para el seguimiento del proceso de inflamación crónica radioinducida así como disponer de un mayor conocimiento de los factores biológicos involucrados en 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.

2.3 Evaluación de las dosis en el cristalino de los trabajadores ocupacionalmente expuestos en prácticas reguladas por la ARN

El cristalino es uno de los órganos más sensibles a las radiaciones ionizantes y esto ha sido documentado desde comienzos del siglo XX [6]. Estudios posteriores establecieron que la exposición a las radiaciones ionizantes conduce a la formación de cataratas [7]. El período de latencia y la severidad de los efectos dependen de la edad y del género y con respecto a las radiaciones ionizantes, son dependientes de la dosis, la tasa de dosis y del fraccionamiento.

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 [8].

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 [9] y la International Commission on Radiological Protection [10] se basaban en la presunción de que las cataratas son un efecto inducido por la radiación, de tipo determinístico y que aparecen solo si se supera un cierto umbral de dosis. Según la ICRP Publicación 103 [11], hasta el año 2010, el umbral de dosis absorbida para inducción de cataratas en trabajadores ocupacionalmente expuestos, estaba comprendida 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 en 15 mSv/año. Sin embargo, estudios epidemiológicos recientes han suscitado dudas sobre estos valores [12]. 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 [13, 14, 15]. 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

[16]. Un valor similar de umbral fue propuesto por el German Radiation Protection Board (SSK) en su documento N° 234 [17].

Considerando estos nuevos valores de umbral propuestos por la ICRP 2011, se está desarrollando un proyecto para la determinación de dosis en cristalino en los trabajadores ocupacionalmente expuestos.

En el marco de dicho proyecto, se identificaron posibles escenarios de interés regulados por la Autoridad Regulatoria Nuclear como ser:

- Empresa de Fabricación de Combustibles Nucleares
- Ciclotrón de producción de Radiofármacos

Se ha iniciado un programa de mediciones utilizando dosímetros personales y ambientales con detectores termoluminiscentes (TLD) modelo 700H y mediciones de tasa de fluencia beta y gama con detectores de campo y sondas tipo Automess modelo AD 17 (con y sin filtro). Las mediciones pasivas con TLD están en proceso de evaluación.

A partir de las mediciones de tasa de fluencia beta, la tasa de dosis beta fue calculada aplicando los factores dosimétricos publicados por Behrens and Dietze [18]. A la fecha se ha podido comprobar la eficacia de las lentes protectoras pues disminuyen la dosis beta en aproximadamente 2/3 para campos representativos de elementos combustibles. La tasa de dosis gamma es entre 15 y 20 veces menor (Ref. A. Discacciatti, comunicación interna)

En el Ciclotrón se realizaron mediciones en cristalino durante el cambio de ventana del blanco, los valores de dosis del campo mixto (beta + gama) fueron menores a 260 μ Sv por práctica, siendo el 95% de la dosis debida a radiación gamma y el 5% a radiación beta. (Ref. F. Andrada comunicación interna) Considerando que esta práctica podría llegar a realizarse como máximo 3 veces por año, los valores de dosis en cristalino no superarían el nuevo límite recomendado por la ICRP 2011.

2.4 Estudio del efecto de bajas dosis y muy bajas tasas de dosis en sistemas celulares *in Vitro*

Se estudió el efecto de la irradiación beta con bajas tasas de dosis sobre células en cultivo. Para ello desarrollamos un dispositivo simple y económico para irradiación beta externa con ^{32}P . Se utilizó una línea celular de melanoma humano la cual fue continuamente irradiada con ^{32}P con una tasa de dosis inicial de 15 mGy/h hasta alcanzar una dosis final de 2 Gy, y se determinó la fracción de sobrevivencia en las condiciones control e irradiadas. Se determinó aproximadamente un 40% de disminución en la sobrevivencia celular bajo estas condiciones experimentales.

Con el propósito de determinar los posibles mecanismos de muerte celular implicados, se evaluaron el ciclo celular y los niveles de apoptosis bajo estas condiciones experimentales. Se observó un arresto progresivo en la fase G2/M del ciclo celular, acompañado por un incremento en los niveles de apoptosis. Además se demostró la existencia de efecto bystander.

Se compararon estos resultados con aquellos obtenidos luego de irradiación gamma con una tasa de dosis de 30.000 mGy/h, con una dosis final de 2 Gy, obteniendo resultados similares en los valores de frecuencia de sobrevivencia.

De esta manera, los resultados obtenidos indicarían que la irradiación con muy bajas tasas de dosis beta sería tan efectiva como la irradiación con altas tasas de dosis gamma para inducir muerte celular en la línea celular M8 de melanoma humano.

Estas observaciones serán de particular interés en para la optimización de los protocolos de radioterapia y radioinmunoterapia.

2.5 Tareas de Capacitación

La evolución de la Protección Radiológica ha sido motorizada por dos factores: la información sobre los efectos de la radiación en los sistemas biológicos y los cambios de actitudes del hombre con respecto a los riesgos aceptables.

La educación y el entrenamiento del personal involucrado son esenciales para asegurar la mejor protección radiológica ocupacional, del público y de los pacientes y con ese fin el LRP participa en cursos, entrenamientos, seminarios, enfocados a diferentes tipos de audiencia a nivel local y regional.

Se mencionan a continuación algunos de ellos:

- Curso regional de posgrado sobre protección radiológica y seguridad en el uso de las fuentes de radiación (International Atomic Energy Agency, (IAEA); ARN; Universidad de Buenos Aires (UBA)).
- Cursos anuales de formación y actualización para el personal de las centrales nucleares (Comisión Nacional de Energía Atómica, (CNEA); ARN).
- Cursos de actualización en seguridad radiológica de operadores de equipos de medición industrial y para el uso de radiotrazadores en aplicaciones petroleras y perfilaje de pozos (ARN; Sociedad Argentina de Radioprotección, (SAR)).
- Módulo de protección radiológica en la Carrera de Especialización en Radioquímica y Aplicaciones Nucleares (CNEA; Univ. de San Martín, (UNSAM)).
- Con respecto a las actividades relacionadas con la Protección al Paciente, el número creciente de prácticas médicas involucrando radiaciones ionizantes y la mayor tecnología asociada a las mismas, obliga a maximizar la divulgación de los principios de protección radiológica para disminuir sobreexposiciones y riesgos asociados. Para ello se promueve la participación activa de la comunidad médica, mediante cursos, jornadas y encuentros dirigidos a médicos, radiólogos, físicos médicos, tecnólogos, enfermeras, radiofarmacéuticos, etc., realizados mayormente en hospitales y centros de atención para facilitar su concurrencia.

3. CONCLUSIONES

Con las actividades y desarrollos descriptos el LRP cumple con los objetivos propuestos, respondiendo a las necesidades actuales de cumplimiento de niveles apropiados de protección de las personas y los criterios regulatorios en la seguridad radiológica y nuclear, así como a desafíos futuros que la rápida evolución de nuevas prácticas radiológicas permite prever.

REFERENCIAS

1. Dalal BI, Stockford GR, Naiman SC, Spinelli JJ, Phillips GL. "Criteria for marrow engraftment: comparison of reticulocyte maturity index with conventional parameters." *Bone Marrow Transplant.* **17**, 91-92 (1996).
2. Kakiuchi S., Kobayshi M., Satomi Y. et ál " Flow cytometric analysis of erythropoietic abnormality: changes in the cell maturity index of reticulocytes and retic distribution index are useful as indicator of erythropoietic toxicity in non-clinical studies" *J Toxicol Sci.***31**, 111-122 (2006).
3. Dubner D, Pérez Mdel R, Barboza M, Sorrentino M, Robinson A, Gisone P. Evolutionary and bone marrow recovery indicators in bone marrow transplantation after total body irradiation." *Medicina.* **62**, 555-561(2002).

4. Jentsch AM, Bachmann H, Fürst P, Biesalski HK “Improved analysis of malondialdehyde in human body fluids”. *Free Radic Biol Med.* **20**, 251-256 (1996).
5. Scherthan, H.; Abend, M.; Muller, K et ál. “Radiation -Induced Late Effects in Two Affected Individuals of the Lilo Radiation Accident.” *Rad Res* **167**, 615-623 (2007).
6. Rohrschneider W. “Studies on the formation and the morphology of Rontgen-radiation cataract in humans “(In german) *Arche. F. Augenh.* **106**, 221-254 (1932).
7. Otake, M. and W. J. Schull. “A review of forty-five years study of Hiroshima and Nagasaki atomic bomb survivors. Radiation Cataract.” *J. Radiat. Res. (Tokyo)*, **32**, 283–293 (1991).
8. Wilde, G. and J. Sjostrand. “A clinical study of radiation cataract formation in adult lifffollowing γ irradiation of the lens in early childhood” *Br. J. Ophthalmol.* **81**, 261–266 (1997).
9. NCRP. Report 116. Bethesda, MD: National Council on Radiation Protection and Measurements; 1993. Limitation of exposure to ionizing radiation.
10. ICRP. Publication 60. Oxford: Pergamon Press; (1991). The 1991 Recommendations of International Commission on Radiological Protection.
11. ICRP Publication 103. Oxford: Pergamon Press (2007). The 2007 Recommendations of International Commission on Radiological Protection.
12. Ainsbury EA, Bouffler SD, Dorr W, Graw J, Muirhead CR, Edwards AA, Cooper J. “Radiation cataractogenesis: a review of recent studies”. *Radiat. Res.***172**, 1–9 (2009).
13. Wakeford R. “Radiation in the workplace-a review of studies of the risks of occupational exposure to ionising radiation.” *J Radiol Prot.* **29**, 61-79 (2009).
14. Kleiman N. Euratom, “Radiation Cataract New insights in radiation risk and basic safety standards.” *Radiation protection* **145**, 81–95 (2007).
15. Shore R.E. and B.V. Worgul. Overview of the epidemiology of radiation cataracts, p 183-189 in: *Ocular Radiation risk Assessment in Populations Exposed to Environmental Radiation Contamination* (A.K. Junk, Y. Kundiev, P. Vitte et ál., Eds.) Kluwer Academic Publishers. The Netherlands, 1998.
16. ICRP statement (2011).
17. SSK German Radiation Protection. 2009; Document N° 234.
18. Behrens R, Dietze G. “Monitoring the eye lens: which dose quantity is adequate?” *Phys Med Biol.* **55**:4047-62 (2010).

Detención en G₂/M y efecto Bystander por irradiación crónica con radiación beta a baja tasa de dosis

Michelin, S.; Gallegos, C. y Dubner, D.

DETENCIÓN EN G₂/M Y EFECTO BYSTANDER POR IRRADIACIÓN CRÓNICA CON RADIACIÓN BETA A BAJA TASA DE DOSIS

Michelin, S.C., Gallegos, C. y Dubner, D.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Con el objetivo de incrementar la eficiencia de la braquiterapia y radioinmunoterapia (RIT), y además, reducir los efectos colaterales sobre los tejidos normales, son utilizados distintos anticuerpos monoclonales marcados con emisores β . El ^{131}I , ^{90}Y , ^{77}Lu , ^{67}Cu , ^{186}Re , ^{213}Bi , ^{211}At y otros, han demostrado, en modelos experimentales y durante el tratamiento de pacientes, causar inhibición del crecimiento tumoral.

Los melanomas han sido considerados históricamente como una neoplasia radioresistente. Sin embargo, nuevos datos están cambiando este punto de vista y la radioterapia está siendo considerada como una componente del tratamiento de este tipo de cáncer.

Los objetivos de este trabajo fueron: a) comparar las fracciones de supervivencia de células de melanoma irradiadas crónicamente con una fuente de radiación beta (^{32}P) con una tasa de dosis inicial de 15 mGy/h con la frecuencia observada con una tasa de dosis de 30.000 mGy/h de radiación gamma, para una igual dosis final de 2 Gy, y b) analizar en las células irradiadas con baja tasa de dosis, la progresión en el ciclo celular, la apoptosis y la presencia de factores solubles que induzcan el efecto bystander. Para ambas condiciones de irradiación se observó una disminución similar del 40% en la supervivencia celular.

Esto indica que la baja tasa de dosis inicial de radiación beta fue tan efectiva como la alta tasa de radiación gamma para inducir la muerte celular. En las células irradiadas con ^{32}P se observó un bloqueo del ciclo celular en G₂/M acompañado por un incremento del nivel de apoptosis y la existencia de factores solubles en el medio de cultivo, capaces de inducir un efecto bystander en células no irradiadas.

Estos resultados podrían ser de particular interés para la optimización de protocolos de radioterapia y RIT, permitiendo disminuir la dosis recibida por los tejidos normales, evitando efectos secundarios y contribuyendo a la radioprotección del paciente.

1. INTRODUCCIÓN

Uno de los principales objetivos de la radioterapia es lograr aumentar la muerte celular utilizando bajas dosis y bajas tasas de dosis de radiación especialmente para braquiterapia y radioinmunoterapia (RIT), y de este modo disminuir los efectos colaterales sobre los tejidos normales [1].

Con la utilización de anticuerpos marcados con emisores β como ser ^{131}I , ^{90}Y , ^{77}Lu , ^{67}Cu , ^{186}Re , ^{188}Re , ^{212}Bi , ^{213}Bi , ^{211}At , se ha demostrado la inhibición del crecimiento tumoral en modelos experimentales y durante el tratamiento de pacientes [2], [3], [4].

Uno de los radionucleidos que posee algunas ventajas como su bajo costo y la ausencia de radiación gamma, es el ^{32}P cuya vida media es de 14,3 días y la penetración puede alcanzar un rango de 5-8 mm. Esto lo hace conveniente para irradiar células que no han llegado a unir eficientemente el anticuerpo o para tumores de diámetros mayores a los 5 mm. Este isótopo fue utilizado en terapia antineoplásica en humanos, conejos y ratones [5], [6], [7], [8]. Recientemente fue utilizado como coloide o micro esferas para tumores ascíticos y tumores sólidos [9], [10], [11], [8]. Algunos estudios confirman el beneficio utilizando nano partículas con $^{90}\text{Y}_2\text{O}_3$ or $^{32}\text{P}_2\text{O}_3$ para el tratamiento por RIT de tumores sólidos y pobremente vascularizados [12], [13].

En braquiterapia intravascular, agujas o semillas con emisores beta fueron utilizadas [14] así como para radiosinovectomía para sinovitis hemofílica crónica [15].

Varios trabajos indican la inducción de apoptosis como mecanismo por el cual se induce la muerte celular utilizando diferentes radionucleidos a pesar de utilizar bajas dosis y bajas tasas de dosis de radiación.

En células CL187 irradiadas con semillas de ^{125}I la apoptosis fue precedida por una detención del ciclo celular en G_2/M [16]. Además a este efecto directo sobre el crecimiento tumoral, Chen y col. [17], observaron que la irradiación continua con baja tasa de dosis con ^{125}I podía inducir un efecto bystander lo cual potencia el efecto de muerte celular. Del mismo modo, células de gliomas irradiadas con ^{32}P a baja tasa de dosis [18] y células de linfoma expuestas a ^{90}Y [19], experimentaron una reducción del número de células lo cual se debió a una combinación de bloqueo en G_2/M y aumento de la apoptosis.

El melanoma es la quinta y sexta causa de cáncer en hombres y mujeres respectivamente [20]. Posee el mayor crecimiento de incidencia entre todos los cánceres en hombres y el segundo entre las mujeres [21]. Tradicionalmente el melanoma es considerado como un tumor radioresistente, sin embargo, nuevos datos están cambiando este punto de vista y considerando a la radiación como un importante componente del tratamiento

Teniendo en cuenta estos antecedentes, los objetivos del trabajo fueron: a) determinar la fracción de sobrevivencia de células de melanoma, irradiadas crónicamente con una fuente de radiación beta con una tasa de dosis inicial de 15 mGy/h y compararla con la frecuencia observada con una tasa de dosis de 30.000 mGy/h de radiación gamma, para una dosis final en ambos casos de 2 Gy, y b) analizar en las células irradiadas con baja tasa de dosis, la progresión en el ciclo celular, el nivel de apoptosis y la presencia de factores solubles que induzcan el efecto bystander.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Cultivos celulares

La línea M8 de melanoma humano fue mantenida como monocapa utilizando medio RPMI-1640 suplementado con 10% suero fetal bovino (Bioser, PAA laboratories GmbH, Austria), 100 U/ml penicilina/100 µg/ml estreptomicina y 2 mM L-glutamina. Las células fueron mantenidas a 37 °C en atmósfera con 5% CO_2 .

2.2 Dispositivo para la irradiación con ^{32}P y distribución de dosis

El dispositivo experimental desarrollado para la irradiación crónica está compuesto por 2 frascos de cultivo de 25 cm² de área (Cellstar, Greiner bio-one, Germany), superpuestos (Fig. 1A).

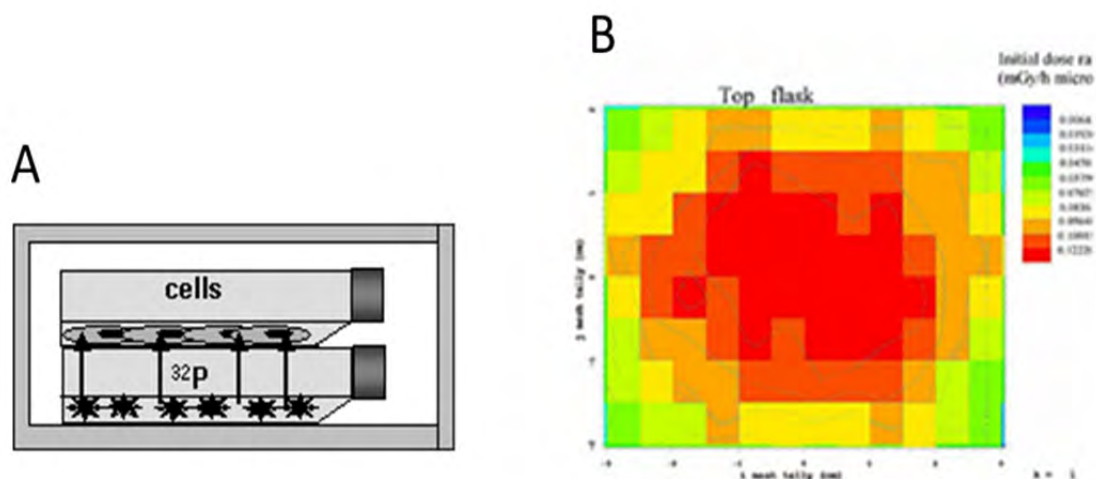


Figura 1. A) representación esquemática del sistema utilizado para la irradiación con radiación beta dentro de un blindaje de acrílico. B) distribución de la tasa de dosis dentro del frasco de cultivo.

El frasco superior contiene las células mientras que el inferior contiene la fuente de irradiación. Esta consiste en 3.0 ml de una solución de $H_3^{32}PO_4$ (Comisión Nacional de Energía Atómica de Argentina), con una actividad suficiente para obtener una tasa de dosis inicial de 15 mGy/h sobre la monocapa de células. Durante la irradiación, las células y la fuente permanecieron a 37°C en una atmósfera con 5% CO_2 . Todo el sistema está contenido en un recipiente de policarbonato de 15 mm de espesor.

El cálculo de la dosis absorbida por el tejido y las curvas de isodosis fueron realizadas aplicando el código MCNPX 2.5f Monte Carlo [22].

La tasa de dosis inicial promedio recibida por las células con esta geometría fue de 0.120 mGy/h/ μCi . La dosis final varió entre un 100% en el centro del frasco hasta cerca del 60% en los límites del cultivo. La distribución de las tasas de dosis están representadas en la in Fig. 1B.

2.3 Condiciones de Irradiación con radiación gamma y beta y fracción de sobrevida

La irradiación gamma de 2×10^4 células fue realizada con una fuente de $\gamma^{60}Co$ (Gamma cell 220 - Nordion International Inc., Kanata, Ontario, Canada) de la Comisión Nacional de Energía Atómica. Las células en crecimiento exponencial fueron irradiadas con una dosis única de 2 Gy a temperatura ambiente y con una tasa de dosis de 30.000 mGy/h. El número total de células se determinó seis días post irradiación.

La irradiación con ^{32}P con una tasa de dosis inicial de 15 mGy/h de 2×10^4 células fue realizada durante 6 días hasta alcanzar una dosis de 2 Gy. Para los controles se utilizó igual número de células en ambos casos. Al final del período de irradiación la sobrevida fue calculada como:

$$\text{Número de células finales} = (\text{N}^\circ \text{ de células irradiadas} / \text{N}^\circ \text{ de células control}) \times 100$$

2.4 Análisis del ciclo celular por irradiación con ^{32}P

Para el análisis del ciclo celular se colocaron 5×10^5 , 2.5×10^5 , 1.25×10^5 and 5×10^4 células en cada frasco para períodos de irradiación de 24, 48, 72 and 144 h respectivamente. Al finalizar estos períodos las células fueron recolectadas y el análisis de su distribución en el ciclo celular se realizó por citometría de flujo con un citómetro FACSCalibur (Becton Dickinson, NJ, USA)

como se describió previamente [23]. El análisis de los datos se realizó con el programa Cell Quest Pro (Becton Dickinson).

2.5 Detección de apoptosis por irradiación con ^{32}P

Para el análisis de apoptosis por citometría de flujo, las células irradiadas durante períodos de 24, 48, 72 and 144 h, fueron colectadas y teñidas con Annexin V-FITC/Propidium iodide kit (BD Biosciences, San Jose, CA, USA) de acuerdo a las instrucciones del proveedor. Los resultados fueron expresados como la razón entre el porcentaje de células apoptóticas irradiadas y el porcentaje de células apoptóticas controles (no irradiadas).

2.6 Efecto bystander

Al final del período de irradiación, el medio condicionado de células irradiadas (MCI) y no irradiadas (MCNI) fue recolectado, centrifugado y filtrado por filtros de 450 μm de poro. Las células M8 de la línea fueron expuestas al MCI y al MCNI durante 96 h. Posteriormente se determinó el número total de células con ambos tratamientos. Los resultados son expresados como la razón entre el número de células expuestas al MCI y el número de células expuestas al MCNI.

2.7 Análisis estadístico

Para la determinación de la fracción de sobrevida los experimentos fueron hechos por triplicado. Los datos se representan como el promedio $\pm$ desvío estandar. Se utilizó el test de student (two-tailed). Una $p < 0,05$ fue considerada como estadísticamente significativa.

3. RESULTADOS

3.1 Fracción de sobrevida

La fracción de sobrevida de las células M8 irradiadas con una dosis final de 2 Gy y una tasa de dosis inicial de 15 mGy/h, fue de $40,75 \pm 5,8\%$. La sobrevida para las células irradiadas con radiación gamma fue de $45,22 \pm 7,0\%$.

La diferencia entre ambas no fue estadísticamente significativa.

3.2 Análisis del ciclo celular de las células irradiadas con ^{32}P

El análisis del ciclo celular fue realizado a las 24, 48, 72 y 144 h post irradiación. La irradiación causó una detención en la fase G_2/M estadísticamente significativa en todos los tiempos estudiados (Tabla 1). Este aumento en G_2/M fue acompañado por la disminución en el porcentaje de células en la fase G_1 .

Estos resultados indican, en este sistema y en otra línea de células de melanoma (FON) (datos no mostrados), que las muy bajas tasas de dosis y relativamente bajas dosis, inducen una detención y acumulación de células en G_2/M .

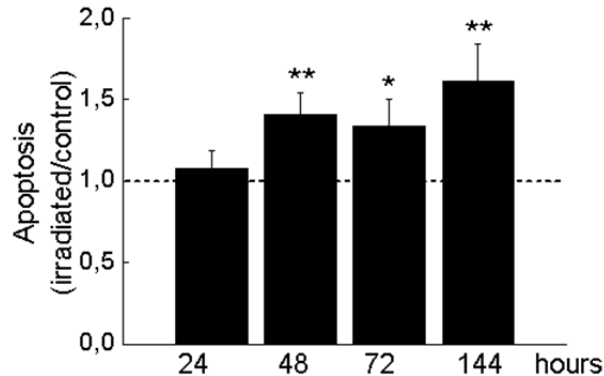
Tiempo de irradiación (h)		Dosis final (mGy)	G_1/G_0	S	G_2/M	G_2/M detención (%)
24	Control	0	52,25 ± 0,34	22,03 ± 0,81	25,93 ± 0,91	
	IR	360	49,07 ± 0,34 ****	21,50 ± 0,11	29,66 ± 0,28 ***	12,57
48	Control	0	54,10 ± 1,21	19,97 ± 0,58	26,12 ± 0,62	
	IR	698	49,67 ± 0,99 **	19,69 ± 0,37	30,83 ± 1,19 ***	15,27
72	Control	0	53,49 ± 1,62	20,47 ± 0,7	26,21 ± 1,04	
	IR	1022	47,87 ± 1,44 *	19,52 ± 0,74	32,78 ± 0,88 ***	20,04
144	Control	0	55,01 ± 3,41	21,21 ± 1,11	24,06 ± 2,39	
	IR	2000	50,20 ± 2,11 *	17,86 ± 1,24	32,17 ± 2,03 *	25,20

* $p < 0,05$; ** $p < 0,01$; *** $p < 0,005$; **** $p < 0,0005$ (Student's t-test) con respecto a los valores controlados.

Tabla 1. Análisis de las etapas del ciclo celular a distintos tiempos por irradiación crónica con ^{32}P con una tasa de dosis inicial de 15 mGy/h.

3.3 Evaluación de la apoptosis por irradiación con ^{32}P

El índice de células apoptóticas en los diferentes tiempos (24, 48, 72 y 144 h) fue determinado por tinción con Annexina V-FITC/Propidium iodide y analizado por citometría de flujos. Se observó un incremento estadísticamente significativo de los niveles de apoptosis a partir de las 48 h (Fig. 2).



* $p < 0.05$; ** $p < 0.01$ (Student's t-test) con respecto a un valor control de 1.00.

Figura 2. Niveles de apoptosis a los distintos tiempos post irradiación

3.4 Efecto Bystander

Con el objetivo de determinar si las células M8 crónicamente irradiadas con una dosis exponencialmente decreciente hasta una dosis final de 2 Gy, producen factores que liberan al medio de cultivo, se transfirió el MCI y MCNI a células M8 no irradiadas. Luego de 4 días de cultivo se observó una disminución de la sobrevivencia del 20% en las células transfectadas con MCI respecto al control.

4. DISCUSIÓN

Tradicionalmente, la irradiación con muy bajas tasas de dosis y bajas dosis fue considerada menos efectiva que altas dosis y tasas de dosis para su uso en radioterapia. Sin embargo, en los últimos 20 años la radioinmunoterapia ha demostrado, para algunos tipos de tumores, resultados positivos para su tratamiento y actualmente una variedad de anticuerpos, péptidos y macropartículas están acoplados a isótopos emisores de radiación beta y gamma

En este trabajo se demuestra una similar efectividad para producir una disminución de la sobrevivencia celular de células de melanoma mediante la utilización de radiación beta con una tasa de dosis inicial de 15 mGy/h y radiación gamma con 30.000 mGy/h, para una dosis final de 2 Gy. Esta tasa de dosis de radiación gamma, está dentro del rango de tasas de dosis utilizadas habitualmente en radioterapia.

Es bien conocido que la irradiación, dependiendo del sistema, genera una detención del ciclo celular en la etapa G₂/M, siendo esta una de las fases más radiosensibles. Estudios previos han sugerido que la redistribución en el ciclo celular por bajas tasas de dosis son particularmente convenientes para una posterior muerte celular debido a la acumulación en esta etapa [24], [25]. Los resultados obtenidos en el presente trabajo muestran un incremento del porcentaje de células detenidas en G₂/M a las 24, 48, 72 and 144 horas. En esos tiempos las dosis acumuladas fueron de 360 mGy, 700 mGy, 1030 mGy and 2000 mGy respectivamente.

El análisis del efecto bystander en células no irradiadas muestra una disminución del 20% de la sobrevivencia, la cual fue causada por factor/es soluble/s no identificados hasta el presente, que fueron liberados por las células irradiadas. Este mecanismo podría estar contribuyendo a la muerte total inducida por radiación.

En conclusión estos resultados sugieren, para este sistema, que la irradiación crónica a muy baja tasa de dosis es tan efectiva para inducir la muerte celular, como una única dosis de radiación gamma, aun si la tasa de dosis es 2000 veces menor.

Este sistema podría ser utilizado como modelo para estudios de efectos celulares por irradiaciones crónicas por fuentes externas con bajas tasas de dosis y exponencialmente decreciente y tan bajas como sea deseable ajustando la actividad de la fuente de ³²P.

Un mejor conocimiento de los efectos de las tasas de dosis y una optimización de los protocolos de radioterapia, podría contribuir a prevenir efectos secundarios en tejidos normales contribuyendo a la radioprotección del paciente.

AGRADECIMIENTOS

Nuestro agradecimiento al Dr. M. Campos de la Autoridad Regulatoria Nuclear por su asistencia en la determinación de la actividad inicial de ³²P. A la Dra. Eva Pawlak y al personal de la Planta de Producción de la Comisión Nacional de Energía Atómica por su colaboración en la irradiación de células y por la provisión de H₃³²PO₄.

5. BIBLIOGRAFÍA

1. Gridley D.S., Williams J.R., Sater J.M. Low-dose/low-dose rate radiation: a feasible strategy to improve cancer radiotherapy?. Cancer Therapy, 3, 105-130 (2005).
2. Goldenberg DM, Sharkey RM. Advances in cancer therapy with radiolabeled monoclonal antibodies. J Nucl Med Mol Imaging., 50, 248-64 (2006).
3. Kassis AI. Therapeutic radionuclides: biophysical and radiobiologic principles. Semin Nucl Med. 38, 358-366 (2008).

4. Illidge T, Morschhauser F. Radioimmunotherapy in follicular lymphoma. *Best Pract Res Clin Haematol*, 24, 279-293 (2011).
5. Pattillo RA, Collier BD, Abdel-Dayem H, Ozker K, Wilson C, Ruckert AC, Hamilton K. Phosphorus-32-chromic phosphate for ovarian cancer: I. Fractionated low-dose intraperitoneal treatments in conjunction with platinum analog chemotherapy. *J Nucl Med.*, 36, 29-36 (1995).
6. Tennvall J, Brans B. EANM procedure guideline for ³²P phosphate treatment of myeloproliferative diseases. *Eur J Nucl Med Mol Imaging.*, 34, 1324-1327 (2007).
7. Berlin NI. Treatment of the myeloproliferative disorders with ³²P. *Eur J Haematol.* 65, 1-7 (2000).
8. Henkin RE, Del Rowe JD, Grigsby PW, Hartford AC, Jadvar H, Macklis RM, Parker JA, Wong JY, Rosenthal SA. ACR-ASTRO practice guideline for the performance of therapy with unsealed radiopharmaceutical sources. *Clin Nucl Med*, 36, 72-80 (2011).
9. Gao W, Liu L, Teng GJ, Feng GS, Tong GS, Gao NR. Internal radiotherapy using ³²P colloid or microsphere for refractory solid tumors. *Ann Nucl Med.*, 22, 653-660 (2008).
10. Dempke W, Firusian N. Treatment of malignant pericardial effusion with ³²P-colloid. *Br J Cancer*, 80, 1955-1957 (1999).
11. Wang XM, Yin ZY, Yu RX, Peng YY, Liu PG, Wu GY. Preventive effect of regional radiotherapy with phosphorus-32 glass microspheres in hepatocellular carcinoma recurrence after hepatectomy. *World J Gastroenterol.*, 14, 518-523 (2008).
12. Bouchat V, Nuttens VE, Lucas S, Michiels C, Masereel B, Féron O, Gallez B, Vander Borgh T. Radioimmunotherapy with radioactive nanoparticles: first results of dosimetry for vascularized and necrosed solid tumors. *Med Phys.*, 34, 4504-4513 (2007).
13. Nuttens VE, Wéra AC, Bouchat V, Lucas S. Determination of biological vector characteristics and nanoparticle dimensions for radioimmunotherapy with radioactive nanoparticles. *Appl Radiat Isot.* 66, 168-172 (2008).
14. Wojcik A, Buraczewska I, Sommer S, Brzozowska K, Pregowski J, Witkowski A, Garmol D, Pszona S, Bulski W. Enhanced level of micronuclei in peripheral blood lymphocytes of patients treated for restenosis with ³²P endovascular brachytherapy. *Cardiovasc Revasc Med.*, 9, 149-155 (2008).
15. Silva M, Luck JV, Leissinger C. Opinions on radiosynovectomy for chronic haemophilic synovitis: point/counterpoint. *Haemophilia.*, 18, 836-842 (2012).
16. Hong-Qing Zhuang¹, Jun-Jie Wang^{*1}, An-Yan Liao¹, Ji-Dong Wang¹ and Yong Zhao. The biological effect of ¹²⁵I seed continuous low dose rate irradiation in CL187 cells. *Journal of Experimental & Clinical Cancer Research*, 28, 12-16 (2009).
17. Chen HH, Jia RF, Yu L, Zhao MJ, Shao CL, Cheng WY. Bystander effects induced by continuous low-dose-rate ¹²⁵I seeds potentiate the killing action of irradiation on human lung cancer cells in vitro. *Int J Radiat Oncol Biol Phys.*, 72, :1560-1566 (2008).
18. Carlsson J, Veronika Eriksson, Bo Stenerlöw, Hans Lundqvist. Requirements regarding dose rate and exposure time for killing of tumour cells in beta particle radionuclide therapy. *Eur J Nucl Med Mol Imaging* 33, 1185–1195 (2006).
19. Macklis RM, Beresford BA, Palayoor S, Sweeney S, Humm JL. Cell cycle alterations, apoptosis, and response to low-dose-rate radioimmunotherapy in lymphoma cells. *Int J Radiat Oncol Biol Phys.*, 27, 643-650 (1993).
20. Jemal A, Siegel R, Ward E, Hao Y, Xu J, Thun MJ. Cancer statistics, 2009. *CA Cancer J Clin.*, 59, 225-249 (2009).

21. Homer M.J, Ries L.A.G, Krapcho M et al. SEER cancer Statistics Review, 1975-2006. Bethesda, MD: National Cancer Institute; 2009. Available at http://seer.cancer.gov.csr/1975_2006/. Accessed April 3, 2010.
22. Wang R, Li XA, Lobdell J. Monte Carlo dose characterization of a new $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ source with balloon for intravascular brachytherapy. *Med Phys.*, 30, 27-30 (2003).
23. Michelin S, Gallegos CE, Dubner D, Favier B, Carosella ED. Ionizing radiation modulates the surface expression of human leukocyte antigen-G in a human melanoma cell line. *Hum Immunol.* 70:1010-1015; 2009.
24. Mitchell C.R., Folkard M., Joiner M.C., Effects of exposure to low-dose-rate (60) Co gamma rays on human tumor cells in vitro. *Rad. Res.* 158, 311-318 (2002).
25. Mitchell JB, Bedford JS, Bailey SM. Dose-rate effects in mammalian cells in culture III. Comparison of cell killing and cell proliferation during continuous irradiation for six different cell lines. *Rad. Res.* 79, 537-540 (1979)

DETENCIÓN EN G₂/M Y EFECTO BYSTANDER POR IRRADIACIÓN CRÓNICA CON RADIACIÓN BETA A BAJA TASA DE DOSIS



S. Michelin, C. Gallegos, D. Dubner

Autoridad Regulatoria Nuclear
Av. del Libertador 8250 (C1429BNP), Buenos Aires, Argentina

INTRODUCCIÓN

En braquiterapia y radioinmunoterapia (RIT), son utilizados distintos anticuerpos monoclonales marcados con emisores β como el ^{131}I , ^{90}Y , ^{77}Lu , ^{67}Cu , ^{186}Re , ^{213}Bi , ^{211}At etc. Estos han demostrado causar inhibición del crecimiento tumoral.

Los melanomas han sido considerados históricamente como una neoplasia radioresistente. Sin embargo, la radioterapia está siendo considerada como una componente del tratamiento de este tipo de cáncer.

Los objetivos de este trabajo fueron: a) comparar la sobrevivencia de células de melanoma irradiadas crónicamente con una fuente de radiación beta (^{32}P) y una tasa de dosis inicial de 15 mGy/h con la frecuencia observada a tasa de dosis de 30.000 mGy/h de radiación gamma, para una igual dosis final de 2 Gy, y b) analizar en las células irradiadas con baja tasa de dosis, la progresión en el ciclo celular, la apoptosis y la presencia de factores solubles que induzcan el efecto bystander.

MATERIALES Y MÉTODOS

Cultivos celulares: línea M8 de melanoma humano.

Dispositivo para la irradiación con ^{32}P y distribución de dosis: El dispositivo está compuesto por 2 frascos de cultivo de 25 cm² de área superficial (Fig. 1). La tasa de dosis inicial fue de 15 mGy/h sobre la monocapa de células. El cálculo de la dosis absorbida por el tejido y las curvas de isodosis fueron realizadas aplicando el código MCNPX 2.5f Monte Carlo.

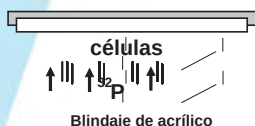


Figura 1. Representación esquemática del sistema de irradiación

Condiciones de irradiación con radiación gamma y beta y fracción de sobrevivencia: Fuente de ^{60}Co irradiación con dosis única de 2 Gy y una tasa de dosis de 30.000 mGy/h. El número total de células se determinó seis días post irradiación. La irradiación con ^{32}P fue realizada durante 6 días hasta alcanzar una dosis de 2 Gy.

Análisis del ciclo celular por irradiación con ^{32}P : A 24, 48, 72 y 144 hs Post-irradiación, se analizó su distribución en el ciclo celular por citometría de flujo.

Detección de apoptosis por irradiación con ^{32}P : Las células irradiadas durante períodos de 24, 48, 72 y 144 hs, fueron colectadas y teñidas con Annexin V-FITC/Propidium iodide kit y analizadas por citometría de flujo.

Efecto bystander: Se analizó por transferencia del medio de cultivo de las células irradiadas (MCI) a las no irradiadas, permaneciendo durante 96 hs.

Análisis estadístico: Test de student (two-tailed). Una $p < 0.05$ fue considerada como estadísticamente significativa.

CONCLUSIONES

En conclusión estos resultados sugieren, para este sistema, que la irradiación crónica a muy baja tasa de dosis es tan efectiva para inducir la muerte celular, como una única dosis de radiación gamma, aun si la tasa de dosis es 2000 veces menor.

Este sistema podría ser utilizado como modelo para estudios de efectos celulares por irradiaciones crónicas por fuentes externas con bajas tasas de dosis y exponencialmente decreciente y tan bajas como sea deseable, ajustando la actividad de la fuente de ^{32}P .

Un mejor conocimiento de los efectos de las tasas de dosis y una optimización de los protocolos de radioterapia, podría contribuir a prevenir efectos secundarios en tejidos normales contribuyendo a la radioprotección del paciente.

AGRADECIMIENTOS

Nuestro agradecimiento al Dr. M. Campos de la Autoridad Regulatoria Nuclear por su asistencia en la determinación de la actividad inicial de ^{32}P . A la Dra. Eva Pawlak y al personal de la Planta de Producción de la Comisión Nacional de Energía Atómica por su colaboración en la irradiación de células y por la provisión de $\text{H}_3^{32}\text{PO}_4$ respectivamente.

RESULTADOS

Fracción de sobrevivencia

La fracción de sobrevivencia de las células M8 irradiadas con una dosis final de 2 Gy y una tasa de dosis inicial de 15 mGy/h, fue de $40,75 \pm 5,8 \%$.

La sobrevivencia para las células irradiadas con radiación gamma fue de $45,22 \pm 7,0 \%$. La diferencia entre ambas no fue estadísticamente significativa.

Análisis del ciclo celular de las células irradiadas con ^{32}P

A las 24, 48, 72 y 144 hs post irradiación, se observó una detención en la fase G₂/M estadísticamente significativa en todos los tiempos estudiados (Tabla 1). El aumento en G₂/M fue acompañado por la disminución en el porcentaje de células en la fase G₁.

Tiempo de irradiación (hs)	Dosis final (mGy)	G ₂ /G ₀	S	G ₂ /M	G ₂ /M detención (%)	
24	Control	0	52.25 ± 0.34	22.03 ± 0.81	25.93 ± 0.91	
	IR	360	49.07 ± 0.34 ****	21.50 ± 0.11	29.66 ± 0.28 ***	12,57
48	Control	0	54.10 ± 1.21	19.97 ± 0.58	26.12 ± 0.62	
	IR	698	49.67 ± 0.99 **	19.69 ± 0.37	30.83 ± 1.19 ***	15,27
72	Control	0	53.49 ± 1.62	20.47 ± 0.7	26.21 ± 1.04	
	IR	1022	47.87 ± 1.44 *	19.52 ± 0.74	32.78 ± 0.88 ***	20.04
144	Control	0	55.01 ± 3.41	21.21 ± 1.11	24.06 ± 2.39	
	IR	2000	50.20 ± 2.11 *	17.86 ± 1.24	32.17 ± 2.03 *	25,20

Tabla 1. Análisis de las etapas del ciclo celular a distintos tiempos con ^{32}P con una tasa de dosis inicial de 15 mGy/h.

* $p < 0.05$; ** $p < 0.01$; *** $p < 0.005$; **** $p < 0.0005$ (Student's t-test) con respecto a los valores controles.

Evaluación de la apoptosis por irradiación con ^{32}P

Se observó un incremento estadísticamente significativo de los niveles de apoptosis a partir de las 48 hs (Fig. 2)

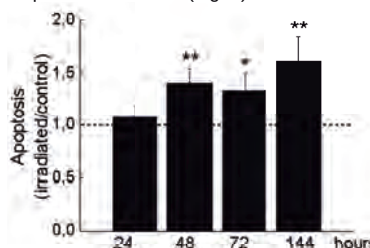


Figura 2. Niveles de apoptosis a los distintos tiempos post irradiación

Efecto Bystander:

Se transfirió el MCI a células M8 no irradiadas. Luego de 4 días de cultivo se observó una disminución de la sobrevivencia del 20% en las células transfectadas con MCI respecto al control.

Experiencia regulatoria en la ejecución de inspecciones en plantas de irradiación fijas

Michelli, V.; Moschella, E. y Castro, L.

Presentado en: IX Congreso Argentino de Protección Radiológica
Mendoza, Argentina, 2 al 4 de octubre de 2013

EXPERIENCIA REGULATORIA EN LA EJECUCIÓN DE INSPECCIONES EN PLANTAS DE IRRADIACIÓN FIJAS

Michelli, V.; Moschella, E. y Castro, L.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El accionar regulatorio en las plantas de irradiación fijas con fuentes de irradiación móviles depositadas bajo agua, instalaciones clase I, se viene llevando a cabo en Argentina desde hace más de 30 años. Durante este periodo se obtuvo experiencia regulatoria en el licenciamiento y control de este tipo de instalaciones y se dictaron normas específicas: la norma AR 6.2.1, "Diseño de plantas de irradiación fijas con fuentes de irradiación móviles depositadas bajo agua" y la norma AR 6.9.1, "Operación de plantas de irradiación fijas con fuentes de irradiación móviles depositadas bajo agua".

El objetivo de este trabajo es describir los fundamentos y criterios aplicados actualmente en las inspecciones, tomando como base la experiencia ganada en esta actividad a través del análisis de las normas AR específicas antes mencionadas.

Asimismo se presentaran las conclusiones y las oportunidades de mejoras al sistema de control vigente.

INTRODUCCIÓN

Con vistas a encuadrar las operaciones de instalaciones industriales de irradiación en el marco de las recomendaciones internacionales vigentes en julio de 1987, la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) aprueba y pone en vigencia la norma "Procedimientos para la Operación de Instalaciones Industriales de Irradiación" (Resolución 560/87).

La mencionada norma incluía en su alcance a las plantas de irradiación isotópicas y a las máquinas generadoras de electrones o rayos X.

Posteriormente, en julio de 1993, la CNEA aprueba la norma AR 6.9.1 Rev. 0 (Resolución 111/93) cuyo alcance se restringe a plantas industriales de irradiación con fuentes radiactivas móviles depositadas bajo agua y en cuyo contenido se han omitido los requisitos de dosimetría de producto, presentes en la versión anterior, para dar prioridad a requisitos de seguridad radiológica.

La ocurrencia a nivel mundial de dos accidentes en plantas de irradiación, sentó precedentes para revisar y ajustar el contenido de las normas regulatorias vigentes hasta ese momento. El primero de ellos, ocurrido el 5 de febrero de 1989 en El Salvador en una instalación de irradiación industrial, en el que tres hombres fueron expuestos a altas dosis de radiación (uno de ellos murió seis meses después y los otros dos sufrieron diversas lesiones debido a las dosis recibidas). El segundo de los mencionados accidentes, ocurrido el 21 de junio de 1990 en una instalación de irradiación industrial en Soreq (Israel), en el que un operador ingresó a la sala de irradiación violando los procedimientos y recibió una dosis estimada entre 10 y 20 Gy.

En el transcurso del año 1995 y con la creación del ENREN –Ente Nacional Regulador Nuclear– (organismo antecesor de la Autoridad Regulatoria Nuclear -ARN-) se aprueban las normas: AR 6.9.1 Rev. 0 (para la operación) y la norma AR 6.2.1 Rev. 0 (para el diseño). En los años siguientes se fueron generando nuevas revisiones de las normas conforme a los criterios vigentes.

En la actualidad la ARN cuenta con la Rev. 2 de ambas normas regulatorias, que establecen los requerimientos para el diseño y operación de este tipo de instalaciones, los cuales constituyen el soporte técnico para realizar inspecciones en plantas industriales de irradiación.

Cabe aclarar que las dos instalaciones de irradiación industriales existentes en el país, ya estaban operando antes de que se aprobaran las primeras normas de aplicación en la materia.

FUNDAMENTOS Y CRITERIOS APLICADOS EN LAS INSPECCIONES

A) Descripción general de irradiadores industriales

Las plantas de irradiación fijas con fuentes móviles depositadas bajo agua licenciadas en Argentina son instalaciones multipropósito que brindan servicios de procesamiento de productos con radiaciones ionizantes (esterilización de materiales biomédicos, preservación de alimentos, entre otros). Estas plantas utilizan fuentes selladas de Co-60 de alta actividad (por lo menos 1.000.000 Ci aproximadamente).

Las fuentes se encuentran contenidas en un rack portafuentes que se desplaza por mecanismos de izaje, de manera vertical, desde su posición de depósito a la posición de irradiación.

El proceso de irradiación de productos se lleva a cabo mediante los sistemas dinámico y estático en un recinto de irradiación (RI). El mismo está integrado por una sala de irradiación y un laberinto de acceso construido de hormigón (entre 40 cm a 2,5 m de espesor) como blindaje.

En la sala de irradiación se encuentra alojada una pileta estanca en forma de L, con una profundidad de 6 m y que contiene agua desmineralizada como blindaje biológico de las fuentes.

La sala de control, donde se ubican los dispositivos de comando, control y alarmas, está ubicada de manera tal que el operador pueda visualizar el acceso al RI y a los depósitos.

La sala de máquinas contiene los mecanismos de movimiento de la fuente y el sistema de tratamiento de agua de pileta, aire comprimido y sistema de incendios.

Además, cuenta con un depósito de productos irradiados y para irradiar, un sistema de movimiento de fuentes, un sistema de transporte de productos, sistemas de seguridad y un sistema de ventilación.

Algunos de los aspectos relacionados con los sistemas de seguridad de estas plantas serán desarrollados a lo largo de este trabajo.

B) Descripción de las inspecciones

Uno de los criterios aplicables a la operación de plantas de irradiación que establece la norma AR 6.2.1 de diseño es que, la protección radiológica de las personas y la seguridad de las fuentes de radiación estén basadas en sistemas propios de la instalación y no en medios operativos.

Este concepto de “seguridad por diseño” vincula directamente la norma de diseño AR 6.2.1 con la operación de la instalación y con la norma de operación AR 6.9.1. Por esta razón, las verificaciones efectuadas durante las inspecciones tienen, en gran medida, objetivos vinculados a la verificación del cumplimiento de requisitos de diseño.

Desde el punto de vista regulatorio, la fiscalización en los irradiadores industriales se conforma de tres bloques: *seguridad por diseño, procedimientos adecuados y personal de operación calificado*.

Se ha establecido un orden de prioridad relacionado con el riesgo inherente para presentar dos aspectos de la inspección: las previsiones de diseño sobre la barrera de acceso al recinto de irradiación y la posible presencia de personas en zonas de altos campos de radiación. Los aspectos desarrollados serán entonces:

1. Enclavamientos en la barrera de acceso al recinto de irradiación (para impedir la entrada o permanencia inadvertida de personas en zonas peligrosas, a fin de evitar su exposición indebida).

En los irradiadores industriales se aplica más de una medida de protección para conseguir un objetivo de seguridad determinado, de modo que éste se alcance aunque falle una de las medidas de protección. Así, la barrera de acceso de personas al recinto de irradiación debe permanecer enclavada siempre que ocurra una de las siguientes situaciones:

- a) La tasa de dosis equivalente ambiental en el recinto de irradiación supera el nivel de seguridad.
- b) El nivel del agua de la pileta está por debajo del nivel de seguridad.
- c) Los detectores de radiación no emiten señal.
- d) La fuente de irradiación no se encuentra en la posición de depósito.
- e) Se interrumpe la alimentación eléctrica a la instalación.

Es de interés en las inspecciones que cada una de las condiciones descritas anteriormente pueda ser probada en forma independiente ya que la sola ocurrencia de una de ellas debe accionar el enclavamiento de la puerta.

Las pruebas se efectúan en forma programada, teniendo en cuenta que las tareas que requieran la supresión o modificaciones transitorias de sistemas importantes para la seguridad deben ejecutarse de acuerdo con procedimientos que establezcan la restitución de las condiciones iniciales de dichos sistemas.

Es conveniente resaltar la responsabilidad primordial del titular de la Licencia de Operación en lo que respecta a la seguridad, ya que el plan de inspecciones no sustituye las actividades de verificación que la propia instalación debe abordar.

Las instalaciones deben disponer de procedimientos para efectuar las pruebas tendientes a asegurar que los sistemas equipos y componentes importantes para la seguridad funcionan apropiadamente.

Los irradiadores industriales de nuestro país ya se encontraban operativos en forma previa a la entrada en vigencia de las normas AR 6.2.1 y AR 6.9.1. Nuevas revisiones de las normas podrían incluir como concepto que el diseño prevea la ejecución de pruebas que permitan verificar la condición de diseño.

La norma AR 6.9.1 para la operación de este tipo de instalaciones requiere la existencia de procedimientos que prevean las acciones que se deben llevar a cabo en el caso de falla de enclavamientos. Estos procedimientos deberían conducir a corregir las causas de las fallas.

El enclavamiento por posición de la fuente fuera de la posición de depósito es esencial ya que determina un cambio en la condición de operación de la planta. La falla del enclavamiento por esta condición podría generar señales contradictorias de posición de la fuente. En tal caso, al salir la fuente de su posición de depósito, las señales en consola estarían indicando “fuente en depósito” por falla del enclavamiento. Al alcanzar el umbral de dosis en la sala de irradiación (aproximadamente en las inmediaciones de pelo de agua) se produciría enclavamiento de la barrera de acceso por actuación de monitores.

La señal sería “fuente en depósito” hasta que actúe el dispositivo en el extremo superior que indicará “fuente en posición de irradiación”

La circunstancia planteada nos ilustra acerca de cómo una previsión de diseño, al fallar, debe ser complementada con un procedimiento adecuado para actuar y, finalmente, con la correcta aplicación del mismo por personal responsable calificado.

En este tipo de instalaciones puede ocurrir que, a partir de un diseño seguro, **acciones indebidas** pueden llevar a diseño inseguro. Por ello, las inspecciones deben orientarse tanto a la evaluación del personal de operación como al mantenimiento de las condiciones de diseño.

Las decisiones que el personal de operación podría tomar en los irradiadores industriales en hipotéticos casos de señales contradictorias de posición de la fuente es un tema recurrente en oportunidades de capacitación o reentrenamiento de personal. También se ha implementado en las instalaciones la práctica de un simulacro de accidente por año, con un escenario del Plan de Emergencia de la instalación, el cual forma parte de la documentación de carácter mandatorio.

Acerca del personal auxiliar que no posee licencia individual ni autorización específica y que integra el plantel de operación, la norma estipula que el mismo debe tener un adecuado conocimiento de los riesgos radiológicos inherentes a la instalación. Una elevada rotación de personal auxiliar debería ser una señal de alerta para evaluar el modo y la efectividad en que el personal auxiliar conoce el riesgo.

2. Ocupación indebida. Dispositivos previstos como medidas de protección disponibles en casos de presencia de personas en el recinto de irradiación desde que se inicia la secuencia de izaje de la fuente.

Relacionadas con la norma de diseño AR 6.2.1, el segundo tema que se ha priorizado para el presente trabajo se relaciona con la presencia de personas en el recinto de irradiación desde que se inicia la secuencia de izaje de la fuente (ocupación indebida).

¿Por qué pensar en ocupación indebida si nos basamos en seguridad por diseño? Porque el diseño de los sistemas de seguridad no es inviolable; los sistemas pueden fallar (no excluyente) el mantenimiento preventivo puede no ser adecuado, con lo cual pueden no restituirse las condiciones de diseño luego de un mantenimiento y a, todo esto, se pueden sumar los errores humanos.

La previsión para el caso de ocupación indebida implica el retorno automático de la fuente a la posición de depósito por medio de un sistema redundante de infrarrojos ubicados a la entrada y en el primer tramo del laberinto de irradiación, y también en la zona de ingreso de material al recinto.

Esta previsión de diseño responde al concepto de que el diseño brinde varios niveles de seguridad (defensa en profundidad) ya que ante un ingreso de personas (por fallas humanas o mecánicas) actúa protegiendo a la persona, bajando automáticamente la fuente.

También, para el caso de personas dentro del recinto de irradiación con secuencia de izaje iniciada, se ha previsto un cable perimetral cuyo accionamiento manual lleva la fuente de irradiación a su posición de depósito.

Durante las inspecciones se verifica el descenso automático de la fuente (para el caso de accionamiento de infrarrojos) y el descenso de la fuente luego del accionamiento manual (para el caso del cable de guarda) y las correspondientes alarmas acústicas y señales visuales.

Una tercera barrera de protección prevista para evitar la ocupación indebida es la iluminación en el recinto de irradiación. De acuerdo a la norma AR 6.2.1 “el recinto de irradiación debe permanecer a oscuras cuando la fuente de irradiación se encuentre en su posición de irradiación; no obstante, se deben disponer los medios que permitan la inmediata salida de personas en el caso de ocupación indebida del recinto”.

En nuestras plantas de irradiación en operación, la forma de ofrecer una salida de personas en caso de ocupación indebida se ha implementado con un apagado secuencial de luces (se apagan primeramente las luces de la sala de irradiación y, segundos después, las del laberinto).

C) Cultura de la Seguridad en las inspecciones

De acuerdo al Reporte INSAG-11 “The safe management of sources of radiation: Principles and strategies”: “...La defensa en profundidad juega un papel muy importante mediante la presencia de mecanismos de enclavamientos de fallo seguro y sistemas de alarma. Sin embargo, **ninguna de esas estrategias puede sustituir a una cultura de seguridad bien establecida en los gerentes y el personal de la organización**”.

La ARN no regula sobre la cultura de la seguridad pero su acercamiento es hacia la correcta aplicación de medidas relacionadas.

Hay un trabajo permanente desde la ARN en diseminar en las instalaciones la preocupación común por la seguridad radiológica de la instalación.

Para ello, la ARN tiene una posición clave para contribuir a reforzar la importancia e incentivar el desarrollo de la cultura de la seguridad en las instalaciones. En este sentido, una herramienta fundamental del accionar regulatorio lo constituyen las inspecciones como medio directo en la detección de problemas y en la recomendación de acciones para contribuir a mejorar las prácticas desde un mejor entendimiento de las partes intervinientes.

Con el entendimiento de que el interés por la seguridad radiológica en la instalación es común, cabe destacar que las inspecciones son complementarias al plan de pruebas de funcionamiento de sistemas y equipos pero la responsabilidad es diferente en cada caso.

La implementación de un programa de inspecciones por parte de la Autoridad Regulatoria no pretende reemplazar al plan de pruebas de funcionamiento de los sistemas de seguridad que la propia instalación debe llevar a cabo y que forma parte de su documentación mandatoria.

CONCLUSIONES

Si bien las plantas de irradiación de Argentina ya estaban operativas en forma previa a la entrada en vigencia de las normas regulatorias específicas, tanto el control regulatorio como la operación de las mismas han ido avanzado en la mejora continua

respecto a la implementación de sistemas de seguridad que satisfagan los estándares vigentes, así como en la capacitación constante del plantel de operación.

Cabe destacar que a partir de la enseñanza que dejaron los accidentes ocurridos en la década del 90, ha surgido la necesidad de ajustar las nuevas revisiones de las normas de aplicación, las que actualmente reflejan criterios más específicos en el accionar regulatorio. Asimismo se está trabajando para continuar con la actualización de las mismas de acuerdo a las necesidades que van surgiendo.

Durante las inspecciones realizadas, se ha identificado la necesidad de fortalecer el contenido de los procedimientos de mantenimiento y de los procedimientos previstos por fallas de enclavamientos. También se ha resaltado la importancia para la propia instalación de contar con una documentación mandatoria actualizada.

Además, como parte del acercamiento de la cultura de seguridad a la práctica, se está desarrollando anualmente el reentrenamiento del personal y destacándose la importancia en la concientización del riesgo, particularmente teniendo en cuenta las nuevas personas que se incorporan al plantel de operación.

Finalmente, desde la ARN se está trabajando para reforzar, de manera conjunta con la instalación, la importancia en la aplicación de la cultura de la seguridad a fin de obtener una práctica segura desde su diseño.

BIBLIOGRAFÍA

Normas AR 6.2.1 Rev. 2 “Diseño de plantas de irradiación fijas con fuentes de irradiación móviles depositadas bajo agua”, y AR 6.9.1 Rev. 2 “Operación de plantas de irradiación fijas con fuentes de irradiación móviles depositadas bajo agua”.

Organismo Internacional de Energía Atómica, The Radiological Accident in Soreq, OIEA, Viena (1993)

Organismo Internacional de Energía Atómica, The Radiological Accident in San Salvador, OIEA, Viena (1990)

Reporte INSAG-11 “The safe management of sources of radiation: Principles and strategies”

Current Regulatory Situation of Long Term Interim Storage of Radioactive Waste in Argentina

Muñiz, C.; Alvarez, D.E. and Bossio, M.C.

Presentado en: 8th International Symposium: Release of Radioactive Materials,
Requirements for Exemption and Clearance.
Hamburgo, Alemania, 7 al 10 de octubre de 2013

CURRENT REGULATORY SITUATION OF LONG TERM INTERIM STORAGE OF RADIOACTIVE WASTE IN ARGENTINA

Muñiz, C.; Alvarez, D.E. and Bossio, M.C.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

The Argentine Nuclear Power Program is currently expanding, as a result, a large amount of radioactive waste will be generated. The National present situation related to management of radioactive waste shows a delay in the availability of final disposal sites, which is a concern for the Argentine Nuclear Regulatory Authority (ARN), as it leads to interim storage for periods beyond design bases. Nowadays, ARN is developing specific guidelines showing safety criteria associated with storage of radioactive waste following the IAEA Safety Standards. These regulations will also include specific safety criteria associated with long term storage. In addition to periodical controls in existing storage facilities, specific inspections were performed owing to the fact that the operational periods will be extended to verify their radiological safety and require their improvement as necessary.

INTRODUCTION

Pacific uses and applications of nuclear energy in Argentina began in 1950, year in which the National Atomic Energy Commission (CNEA) was created. In 1994 the CNEA was reorganized through the National Decree N° 1.540/94, creating the National Nuclear Regulation Entity (ENREN) as the authority empowered to control the activities related with nuclear uses. In addition, "Nucleoeléctrica Argentina S.A" (NA-SA) the responsible entity for the operation of NPP's, was created.

In the year 1997, the ENREN was changed to the Nuclear Regulatory Authority (ARN) by National Act N° 24.804, empowering the ARN to regulate and supervise the nuclear activity in all matters related to radiological and nuclear safety, physical protection and safeguards.

The National Act N° 25.018 "Radioactive Waste Regime" established in 1998, assigns CNEA the responsibility for the management of the radioactive waste generated in the nuclear facilities of Argentina through the National Radioactive Waste Management Program (PNGRR). In this context, the PNGRR has to develop the Strategic Plan for Radioactive Waste Management, in which the commitments that the National Government must assume for the safety of Spent Fuel Management and Radioactive Waste Management are outlined, ensuring public health, the protection of the environment and the rights of future generations.

As consequence of this regulatory framework, the PNGRR is the responsible entity for the design, construction, operation and closure of a radioactive waste repository. In this paper a brief description of the current situation regarding the storage of radioactive waste is addressed, as well as the ARN's position in this issue.

CURRENT SITUATION

The current Argentinian Nuclear Power Program includes two on load PHWR in operation "Atucha I" (CNA) NPP (357 MWe) -of a unique design- which is in operation since 1974, and "Embalse" NPP -a typical CANDU 600- which started operation in 1984 and will be facing a life extension for 20 more years in the upcoming months. A third Nuclear power plant, Atucha II (745 MWe) with a similar design of CNA is currently under construction and could start operating during 2013. Moreover, there are negotiations to build the fourth and the fifth nuclear power plants in the next years. These NPP's are operated by "Nucleoeléctrica Argentina S.A" (NA-SA).

In addition, in Argentina there are 3 Research Reactors operated by the CNEA: the RA-3 of 10 MW, the RA-6 of 1 MW and RA-1 of 40 KW. A project for a 4th research reactor, the RA-10, which will replace the RA-3 when it comes to its end of life, is currently under development.

A major project is also being developed by CNEA, which consists in a national prototype small reactor (CAREM) of 25 MWe.

All these nuclear facilities generate radioactive wastes which can be classified, in conformity with IAEA safety standards [1], according to its activity and half life into: exempt waste, very short lived waste, very low level waste, low level waste, intermediate level waste, high level waste.

Since the beginnings of nuclear uses, the radioactive wastes generated in Argentina were sent to the AGE facility. The AGE is a radioactive waste management site, operated by the PNGRR which includes the following facilities:

- Two final disposal trenches for solid radioactive waste (closed).
- Two underground silos for the disposal of structural solid waste and disused sealed sources (closed).
- Three trenches for very low level radioactive liquid waste disposal (closed).
- Facilities for treatment, conditioning and storage.
- Deposits for temporary storage of radioactive sources and wastes.

Since 1994, due to the article 28 of the Buenos Aires Constitution the radioactive waste generated outside Buenos Aires was forbidden to enter the province. This means that it could not enter in the AGE. As a result, Embalse had to store on site the radioactive waste while waiting for the final disposal site. The same happened with the research reactor RA-6.

In 1999, the PNGRR decided to stop the disposal of drums containing radioactive solid waste in the trenches of AGE. As consequence, Atucha I started to store the operational radioactive wastes generated in deposits inside the NPP site. The only radioactive waste that is still received by the AGE comes from the fuel nuclear fabrication plant, Mo-99 production plant, research centers, Research Reactor RA-3, and nuclear medicine centers.

The current storage facilities for radioactive waste in Argentina consist of:

- 3 storage facilities for radioactive waste in the Age: the "Interim Storage Deposit for Spent Sources and Radioactive Waste" (DAIFRR); the "Long Term Storage Deposit" (DAP) and the "Handling Yard and Stowage of Items" (PMEB).

- 2 facilities for low level waste storage in Atucha I NPP: “Interim Deposit of Radioactive Waste Drums I” (DATRR-I) and the Interim Deposit of Radioactive Waste Drums II” (DATRR I). There is also a storage system for mechanical filters from the reactor’s primary circuit and a storage system for exhausted ionic resin beds.
- 2 storages facilities for solid radioactive waste in Embalse NPP: “Deposit N°3” and “Deposit N°4”. There is also an exhausted resin storage tank.

The total volume of radioactive waste stored according to the 4th Argentinean National Report “Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management” [2] is presented in the table below:

Facility	Total low level waste volume
AGE	938,6 m ³
Atucha I NPP	503,6 m ³
Embalse NPP	954.4 m ³

It’s important to stress out that with Embalse life extension a significant volume of radioactive waste will be produced. However, the NPP is currently designing new facilities to manage with these wastes.

According to the 4th Argentinean National Report “Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management” [2], the country should have the definition of the site for the repository for very low level, low level and intermediate level waste by the year 2023. Its construction should be foreseen in such way to start operation in 2030. This situation leads to interim storage for longer periods of time.

Even though, the ARN continuously verifies the safety and security of the radioactive waste storage facilities, it is currently developing specific guidance including the main radiological safety issues for adequate long term storage. These guidelines take into account the IAEA Safety Standards and other international references [3, 4]. In the following section the main safety issues regarding radioactive waste storage are addressed.

GUIDANCE REGARDING SAFETY STORAGE OF RADIOACTIVE WASTE

The ARN is working in the establishment of requirements that could be applied, once approved by the Director’s Board, to any storage facility in the country using a graded approach depending of the type of radioactive waste, volume and radiological inventory.

- Radioactive waste storage facilities should be designed and operated in such way that the radiological safety requirements for workers, public and the environment are guarantee according to the ARN’s Safety Standards (AR.10.1.1. and AR 10.12.1).
- The responsible entity of a radioactive waste storage facility should develop safety assessments, taking into account the maximum radioactive inventory, for the design, construction, operation and decommissioning phases.

- The design and operation of the radioactive waste storage facility should guarantee the containment of the radioactive waste and allow their retrievability.
- The radioactive waste storage facilities should be design and operated in such way that the probability of contamination is kept to the minimum as reasonable achievable, using for example, impermeable coatings, containments, etc.
- The radioactive waste stored should be characterized, including alpha, beta and gamma emitters.
- The radioactive waste should be immobilized and the containment should be stable and resistant to deterioration. If it were necessary, shielding should be applied.
- The radioactive waste should be stored in such way that visual inspection can be performed.
- The design and operation of the storage facilities should take into account provisions for safety during normal operation as well as for low probability situations such as flooding, earthquakes, fires or other events. Radioactive waste storage facilities should count with security systems, such as, fences, video cameras, locks, as established in the ARN's standards.
- The design and operation of the storage facilities should be such that the maximum dose rate in contact with the external walls is 10 $\mu\text{Sv/h}$. In accesses, ventilation and cooling systems extra shielding may have to be considered in order to fulfill the dose criteria.
- The surface contamination level at a radioactive waste storage facility should be kept as low as reasonable as possible.
- If radioactive liquid waste were to be stored, they should count with drainage systems and equipment to detect possible leakages until their immobilization is fulfill.
- The radioactive waste that besides radioactive possess other hazards such as toxicity, inflammability, should be identified and stored in a different place than the rest of the radioactive wastes.
- The radioactive waste that could be cleared from regulatory control after a certain decay period should be stored at a recognizable sector from the rest of the radioactive waste.
- The responsible of the radioactive waste storage facility should count with the actualized mandatory documentation including the decommissioning plan.
- Records associated to the operation of the radioactive waste storage facility should be kept according to the implemented quality system. The perdurability of the records should be guarantee.
- Emergency procedures should be kept actualized and at reach of the personnel in charge of emergency situations. Storage Facilities should have appropriate technological devices of radiological protection according with the ARN requirements as ventilation, shielding, control leakages and control of temperature and humidity

SPECIFIC GUIDANCE FOR LONG TERM STORAGE:

Emphasis in the following requirements should be made for long term storage.

- Radioactive waste storage facilities should count with an identification system for the radioactive waste drums.
- Radioactive waste storage facilities should count with a record keeping system that guarantees the perdurability through time.
- Radioactive waste storage facilities should guarantee radiological safety and security during the storage period previous disposal.

- The responsible for the radioactive waste storage facility should demonstrate to the ARN that the integrity of the radioactive waste drums is kept during all the storage period.
- The licensee of the radioactive waste storage facility should present periodic radiological safety assessments to the ARN.

CONCLUSIONS

According to the 4th National Report “Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management”, Argentina will be operating a repository for very low level, low level and intermediate level waste by the 2030. This situation leads to interim storage for longer periods of time. Moreover, given the nuclear power program that Argentina is facing, the volume of radioactive waste will increase in a significant quantity. Therefore, new storages will have to be constructed. In this context, a specific guideline is timely to favor the operators to manage with radiological safety and security. This guide should be guarantee by establishing a series of requirements that assure these issues and also by continuous the periodical inspections from the ARN.

This guideline will be complying with the international recommendation standards and will be useful to verify the status of the facilities through the time.

REFERENCES

- [1] “Classification of Radioactive Waste”, General Safety Guide, GSG-, IAEA (2009).
- [2] “4th National Report presented at Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, IAEA (2012).
- [3] IAEA, Radioactive waste Storage. No. WS-G-6.1 – Vienna, 2009.
- [4] European Commission, Nuclear Safety and the Environment, Use of the existing building of the Püspökszilág radioactive waste treatment and disposal facility for temporary storage of radioactive waste, EUR 19260, 2000.

Aplicación de la matriz de riesgo en radioterapia utilizando el software SEVRRA

Papadópulos, S.B.

Presentado en: 4^{to} Congreso de Radioquimioterapia y Braquiterapia. 7^{ma} Jornada de Física Médica.
Córdoba, Argentina, 12 al 15 de junio de 2013

APLICACIÓN DE LA MATRIZ DE RIESGO EN RADIOTERAPIA UTILIZANDO EL SOFTWARE SEVRRRA

Papadópolos, S.B.¹

Autoridad regulatoria Nuclear
Argentina

INTRODUCCIÓN:

Desde el año 2006 el Foro Iberoamericano de Organismos reguladores ha desarrollado un análisis probabilístico de seguridad (APS) a un acelerador lineal existente en el mercado. A partir de ese trabajo, y de un APS previo, realizado por el mismo grupo de expertos para un equipo de Cobaltoterapia, se generalizó el empleo de la herramienta de APS a todas las técnicas de tratamiento en radioterapia (AL, Braqui de Baja; HDR, Cobaltoterapia). El desafío actual consiste en generalizar las lecciones aprendidas de estos desarrollos y facilitar su aplicación a la práctica de la radioterapia para contribuir a la protección radiológica de pacientes y trabajadores.

OBJETIVO:

En el presente trabajo se presentará la utilización de un software desarrollado por expertos mexicanos del FORO, destinado precisamente a cuantificar y visualizar el riesgo asociado a cada etapa del tratamiento de radioterapia. En el trabajo se evalúa su grado de aplicabilidad y sus limitaciones así como las definiciones acordadas de mejoras futuras. En este momento se encuentra en versión 2.0 y aún esta catalogada como tipo beta.

METODOLOGÍA:

Concientes de la imposibilidad operativa por parte de los Físicos Médicos de aplicar las trabajosas técnicas de APS en sus respectivas instalaciones., se utilizó como herramienta de transferencia de los resultados obtenidos, la denominada matriz de riesgo. A partir de la contribución invaluable de los colegas mexicanos que desarrollaron un software dinámico y compatible con una computadora Standard, surgió el software SEVRRRA (Sistema de Evaluación del Riesgo en Radioterapia).

CONCLUSIONES:

Este desarrollo brinda una herramienta de autoevaluación a los distintos centros que realizan prácticas en el ámbito de la radioterapia. Y presenta un valor agregado: los responsables de los centros toman conciencia de los hallazgos obtenidos y de las debilidades de su instalación y obren en consecuencia para garantizar la protección radiológica de todos los individuos involucrados.

¹ spapadopulos@arn.gob.ar

Capacitación en seguridad nuclear y radiológica en América Latina y el Caribe

Papadópulos, S.; Díaz, O.; Larcher, A.; Lombardi, R.;
Quintana, G.; Echenique, L. y Nicolás, R.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013

CAPACITACIÓN EN SEGURIDAD NUCLEAR Y RADIOLÓGICA EN AMÉRICA LATINA Y EL CARIBE

Papadópulos, S.¹; Díaz, O.¹; Larcher, A.; Lombardi, R.²; Quintana, G.²;
Echenique, L.¹ y Nicolás, R.¹

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear

² Facultad de Ingeniería, Universidad de Buenos Aires
Argentina

ABSTRACT

From thirty-three years, Argentina has taken the commitment to train professionals in the field of nuclear and radiation safety for the care and protection of workers and public in general. Sponsored by the IAEA and supported by the Faculty of Engineering of the University of Buenos Aires (FIUBA), an undertaking was made to encourage the training of scientists and experts in the countries of the region in order to establish a strong safety culture in radiation in individuals and maintaining high standards of safety practices using ionizing radiation.

In 2012, the Graduate Course in Radiation Protection and Safety of Radiation Sources has acquired the status of "Specialization" of the FIUBA, a category that further hierarchies skills training in the subject. This is a highly anticipated achievement by the implications for academic institutions, national and regional level, contributing to the strengthening of the Regional Training Center for Latin America and the Caribbean, acknowledged in a long-term agreement between the IAEA and Argentina in September 2008.

Due to increased demand for nuclear activity, it is important to continue and deepen further training in radiological and nuclear areas. In order to satisfy both national and regional needs a process of increase on training offer training is being carried out, under the jurisdiction frame of the Nuclear Regulatory Authority.

This paper presents the achievements of the country so far as regards training of human resource in radiation protection and nuclear safety in the region and highlights the challenges ahead for the extension of the offer in education and training.

RESUMEN

Desde hace treinta y tres años la Argentina ha tomado el compromiso ineludible de capacitar profesionales en el ámbito de la seguridad nuclear y radiológica para el cuidado y salvaguarda de los trabajadores y público en general. Con el patrocinio del OIEA y el apoyo de la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires, se asumió el compromiso de fomentar la formación de científicos y expertos en los países de la región con el objetivo de establecer una fuerte cultura de seguridad radiológica en los individuos y manteniendo altos estándares de seguridad en las prácticas que utilizan radiaciones ionizantes.

En el año 2012, el curso de Posgrado en Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación ha adquirido el carácter de "Carrera de Especialización" de la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires, categoría que jerarquiza aún más la creación de competencias en la temática. Este es un logro altamente esperado por las implicancias académico institucionales, a nivel nacional y regional, que contribuye al fortalecimiento del Centro de Capacitación Regional para América Latina y el Caribe, reconocido en un acuerdo de largo plazo firmado entre el OIEA y la República Argentina en setiembre de 2008.

Debido al incremento de la demanda de la actividad nuclear, es importante continuar y profundizar la formación en el ámbito radiológico y nuclear, y con el objetivo de satisfacer las necesidades, tanto a nivel nacional como regional, por lo que se está llevando adelante un proceso de ampliación de la oferta de capacitación, en el marco de las competencias de la Autoridad Regulatoria Nuclear.

El presente trabajo presenta los logros alcanzados por el país hasta el momento en lo concerniente a la formación de recursos humanos en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear en la región y destaca los desafíos venideros para la ampliación de la oferta en capacitación.

1. INTRODUCCIÓN

La República Argentina tiene una larga trayectoria en educación y entrenamiento en protección radiológica y seguridad nuclear. Desde el inicio de la actividad nuclear en el país, a partir de la creación de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) - Decreto 10.936/50 del Poder Ejecutivo Nacional., se dio preponderancia a todos los aspectos relacionados con la protección radiológica y la capacitación del personal involucrado con el empleo de radiaciones ionizantes.

En el año 1994, por decreto presidencial N° 1540 se divide a la CNEA separando de ella a las centrales de potencia y al organismo de control, dando origen al Ente Nacional Regulador Nuclear. En 1997 con la sanción de la Ley 24.804/97 denominada Ley Nacional de la Actividad Nuclear y su Decreto Reglamentario (1390/98 del 13/11/1998), dicho organismo regulador pasa a llamarse Autoridad Regulatoria Nuclear. (ARN).

La Autoridad Regulatoria Nuclear tiene la misión de proteger a las personas de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes derivadas de actividades nucleares, y la responsabilidad de elaborar, emitir y hacer cumplir las reglamentaciones, normas y demás requerimientos correspondientes, así como establecer exigencias y promover actividades de educación y entrenamiento en protección radiológica.

El uso seguro de los beneficios que brinda el desarrollo nuclear en sus diversas aplicaciones implica volcar recursos, experiencia y dedicación para la capacitación del personal trabajador no solo de la República Argentina sino de toda la región Latinoamericana y del Caribe.

2. ANTECEDENTES

En el desarrollo de la capacitación a nivel nacional se pueden destacar hitos fundamentales para su concreción, tales como el “Reglamento para el Uso de los Radioisótopos y Radiaciones Ionizantes”, aprobado por el Directorio de la CNEA y puesto en vigencia el 24 de enero de 1958 por el Decreto 842/58 del Poder Ejecutivo Nacional. En su artículo 19 dicho decreto establecía que toda persona interesada en el uso de radioisótopos debía: “haber adquirido conocimientos y experiencia práctica profesional debidamente documentados que lo habiliten para el uso de los radioisótopos que desee aplicar.”

La Argentina ya contaba con un reglamento emanado de una autoridad competente que contemplaba de manera taxativa las necesidades de capacitación en protección radiológica antes de ser realizada la Publicación 1 de la Comisión Internacional en Protección radiológica (ICRP, en inglés) fines 1958, el primer informe del United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), mediados 1958 y antes aún de que la OIEA comenzara a organizarse (1957).

Las restricciones implícitas en las atribuciones de la CNEA habían dejado en el comienzo, fuera de su esfera de acción, a los equipos destinados a generar específicamente rayos x para aplicaciones médicas. Por ello se promovió, a partir de la propia CNEA, una ley sobre el control

del uso de fuentes de radiación de rayos X (Ley N° 17557/67). De este modo quedando completo el panorama de capacitación y control de radiaciones ionizantes en todo el país.

3. ACTIVIDADES DE CAPACITACIÓN

La Autoridad Regulatoria Nuclear, consciente de las nuevas necesidades de capacitación y creación de competencias en las áreas de protección radiológica y seguridad nuclear, determinadas por el relanzamiento de la actividad nuclear en la Argentina y el creciente desarrollo de los usos médicos e industriales de las radiaciones ionizantes, tomó la decisión política de colaborar proactivamente en la formación de profesionales y técnicos.

Como instrumento de gestión, para llevar adelante esa decisión política, el Directorio de la ARN creó en el año 2010, dentro de su estructura y en el más alto nivel jerárquico, la Unidad de Capacitación y Entrenamiento (UCE) uno de cuyos objetivos principales es dirigir la labor del Centro Regional de Capacitación creado con el apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica y extender su alcance y su compromiso con la excelencia.

3.1 Cursos y actividades de capacitación continua y a demanda

3.1.1 Cursos y actividades de capacitación continua

Con respecto a la capacitación continua, por más de 30 años el país viene llevando adelante cursos de protección radiológica de nivel técnico y cursos de posgrado en “Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación” y “Seguridad Nuclear“. Estos últimos comenzaron a dictarse a partir del año 1981 como un único curso denominado “Protección Radiológica y Seguridad Nuclear“, en el marco de un convenio firmado, en ese entonces, entre la FIUBA, la Gerencia de Protección Radiológica de la Comisión Nacional de Energía Atómica y el Ministerio de Salud Pública de la Nación. Durante el transcurso del año 1981, el curso obtuvo el auspicio del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA).

Cabe señalar que este organismo internacional, auspicia y supervisa en el mundo alrededor de 300 cursos relacionados con la protección radiológica y la seguridad nuclear, siendo el de la FIUBA el de mayor duración, (1050 horas) y ha sido replicado en otros países pertenecientes al OIEA (Rusia, Egipto y Francia).

A partir del año 1994 se producen algunos cambios en el marco legislativo que regula la actividad nuclear en el país. La regulación, control y licenciamientos de la actividad nuclear se separa de la CNEA (Gerencia de Protección Radiológica) y se crea para este fin la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) dependiente del Poder Ejecutivo de la Nación. En ese entonces se renueva el convenio para el dictado del curso entre la FIUBA y la recién creada ARN.

Por requerimientos del OIEA, a partir del año 1994 y hasta la actualidad, el curso original se divide en dos: “Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación” y “Seguridad Nuclear“, siendo el segundo correlativo del primero. Este desdoblamiento se debe a que los alumnos provenientes de países que no tienen reactores nucleares no necesitan el segundo curso, que aborda la problemática de los reactores.

En ambos cursos hay que distinguir dos etapas, la primera es de formación básica, mientras que la segunda tiene carácter más técnico y especializado. La primera de ellas está a cargo de docentes de la FIUBA, y la segunda, es dictada por profesionales de la ARN y de otras instituciones, especialistas en temas de protección radiológica y/o seguridad nuclear.

Desde el año 1980 comenzó a dictarse el curso original hasta la actualidad, y han egresado un total de 970 alumnos, de los cuales 434 son argentinos y 536 extranjeros. Como se observa en el gráfico 1, existe una preponderancia de asistentes latinoamericanos, aunque también puede verse la contribución realizada por otros continentes.



Gráfico 1. Distribución geográfica de la densidad de participantes

3.1.2 Cursos y actividades de capacitación a demanda

La ARN colabora, participa y dicta cursos y módulos en protección radiológica, seguridad nuclear, salvaguardias y no proliferación organizados por otras instituciones nacionales e internacionales, tales como:

- Módulo en Protección Radiológica del Curso de Metodología y Aplicaciones de los Radioisótopos (CNEA).
- Curso de Perfeccionamiento Docente para el Personal de la ARN.
- Módulo sobre Energía Nuclear y Aspectos Regulatorios en el Centro de Estudios de la Actividad Regulatoria Energética (CEARE).
- Módulo sobre Política Nuclear Argentina y Aspectos de No Proliferación, en Instituto de Investigaciones Biotecnológicas – Universidad Nacional de San Martín (IIB – UNSAM).
- Curso básico de transporte seguro de material radiactivo para el personal de Gendarmería Nacional.
- “Regional Course on the chemically induced premature chromosome condensation technique. Biostatistical tools for Biological Dosimetry and remarks on the new version of the Technical Report Manual”, dictado en el Centro Atómico Ezeiza.
- “Workshop on Introduction to Radiological Crime Scenes and Nuclear Forensics”, impartido en Sede Central.
- Curso de Orientación de la Universidad Nuclear Mundial: “Cuestiones Clave en el Renacimiento Nuclear”.

Evaluando las necesidades del país, y a solicitud de los grupos interesados, se organizaron, cursos tales como:

- Curso introductorio a protección radiológica y seguridad nuclear: para profesionales recién ingresados al sector reactores.

- Curso sobre simulación por método de Montecarlo: Para cubrir el cambio generacional de personal que en los siguientes 5 años se retira de la actividad (10 personas) (ámbito instalaciones clase I y II, reactores de investigación, transporte, residuos, dosimetría, blindajes).
- Curso sobre Exención y Dispensa de Material Radiactivo, para personal de la CNEA.

3.2 Proceso del Sistema de Gestión de la Calidad (IRAM-ISO) para los cursos de posgrado y nivel técnico

En el marco de los valores y principios institucionales de la ARN, la Actividad Cursos de posgrado en Protección radiológica y Seguridad nuclear implementó un sistema de gestión de la calidad basado en la norma IRAM-ISO 9001/2000 y posteriormente 2008. Esta decisión se tomó con el objetivo de ampliar el conocimiento científico tecnológico con la formación de especialistas que puedan satisfacer los requerimientos de los grupos de interés de nuestra sociedad.

Durante el 2006 se trabajó en el desarrollo e implementación del Sistema de Gestión de la Calidad de la Actividad Cursos de la ARN, y en el 2007 se obtuvo la certificación IRAM/IQNet cuyo alcance es: *“Desarrollo curricular, planificación y realización de los cursos de posgrado: Protección radiológica y seguridad de las Fuentes de radiación. Seguridad Nuclear”*.

En el año 2010, se mantuvo la certificación bajo la Norma IRAM/ISO 9001.2008, y en ese mismo año, se efectuaron los cambios y modificaciones pertinentes al Sistema de Calidad para la incluir al curso de protección radiológica de nivel técnico, como así también otras actividades de capacitación.

A mediados del 2011 se amplió el alcance de la certificación a *“Desarrollo curricular, planificación y realización de cursos y actividades de capacitación en Protección Radiológica, Seguridad Nuclear, Salvaguardias y Protección Física”*.

Los principales objetivos de calidad a cumplir son:

- Aumentar la eficacia en los procesos de enseñanza y aprendizaje para elevar el nivel de excelencia académica.
- Mantener la competencia del personal relacionado a la actividad cursos en concordancia con las necesidades de los grupos de interés
- Impulsar el desarrollo de las capacidades personales en un clima propicio organizacional.
- Satisfacer las expectativas curriculares de participantes y docentes.
- Garantizar los recursos necesarios para llevar adelante en forma adecuada los servicios educativos propuestos.

Para poder cuantificar estos objetivos, se desarrollaron indicadores de calidad para la evaluación del desempeño de los cursos. Se han tomado, a modo de ejemplo, el promedio de calificaciones y los niveles de satisfacción de participantes y de docentes. Para ello se describe a continuación los criterios adoptados, la valoración y el criterio de asignación.

- **Promedio de calificaciones** por curso lectivo. Meta planificada valores iguales o superiores a 6 puntos.
- **Nivel de satisfacción participantes:** describe el nivel de percepción de satisfacción de los participantes para las siguientes variables evaluadas: Docentes, Servicios y Personal de Apoyo, siempre sobre la base de las encuestas realizadas.
- **Nivel de satisfacción docentes:** describe el nivel de percepción de satisfacción de los docentes para las siguientes variables evaluadas: Participantes, Pedagógico-Didáctico,

Personal de Apoyo y Clima organizacional y Desarrollo Profesional, sobre la base de encuestas realizadas.

La escala utilizada en las encuestas en función de las respuestas obtenidas es: Deficiente (valor 1), Regular (valor 2), Bueno (valor 3), Muy Bueno (valor 4) y Excelente (valor 5).

A las variables se le asignan distintos pesos (factores de ponderación) para calcular la media ponderada, tomándose como base el impacto que tienen en el proceso de enseñanza-aprendizaje.

Para el nivel de Satisfacción participantes (media ponderada) la ponderación es la siguiente:

- Respuestas variable Docentes (RD) -> factor=3; Respuestas variable Servicios (RS) -> factor=1 y Respuestas variable Personal de Apoyo -> (RPA) factor=1

Y para el nivel de Satisfacción docentes (media ponderada) la ponderación es la siguiente:

- *Respuestas variable Participantes (RP)* -> factor=4; *Respuestas variable Pedagógico-Didáctico (RPD)* -> factor=4; *Respuestas variable Personal de Apoyo (RPA)* -> factor=1 y *Respuestas variable Clima Organizacional y Desarrollo Profesional (RCODP)* -> factor=1.

El nivel de satisfacción obtenido (participantes y docentes) es considerado bueno, muy bueno o excelente cuando el mismo alcanza los valores de 3, 4 ó 5 respectivamente (valor máximo 5).

Se muestra en la Tabla 1 el proceso de evolución del nivel académico de los participantes. Recordando que en cada ciclo lectivo los actores (participantes) constituyen una población distinta.

Tabla 1. Indicadores de la calidad- Mejora del nivel académico de los participantes

Año	PRSFR (*)	SN	PRNT 1°	PRNT 2°
2007	7,00	7,30	---	---
2008	7,85	7,00	---	---
2009	7,62	7,26	---	---
2010	7,54	7,67	7,40	
2011	8,00	7,74	7,81	7,38
2012	7,38	7,70	7,69	7,50

(*) **PRSFT**: curso de Posgrado en Protección Radiológica y Seguridad de la Fuentes de Radiación; **SN**: curso de Posgrado en Seguridad Nuclear; **PRNT**: curso de protección Radiológica – Nivel Técnico.

En los Gráficos 2 y 3 se presentan las evoluciones del nivel de satisfacción de participantes y de docentes respectivamente.

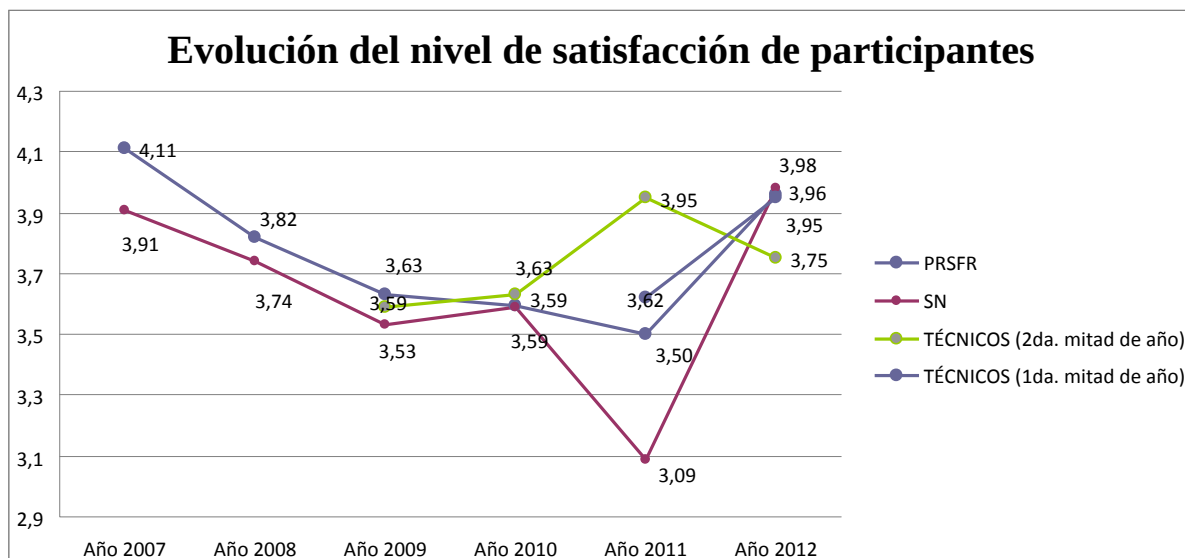


Gráfico 2. Indicadores de la calidad- Niveles de satisfacción de participantes

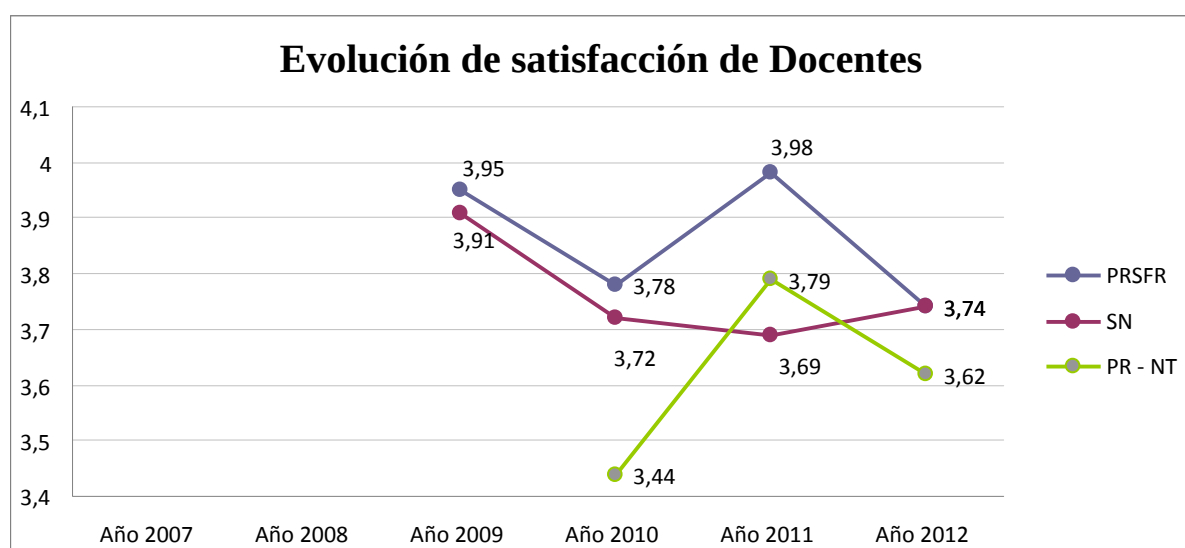


Gráfico 3. Indicadores de la calidad- Niveles de satisfacción de docentes

3.3 Proceso EduTa

Paralelamente con este desarrollo, la Argentina se comprometió a emprender las acciones necesarias para constituir un Centro Regional de Educación y Entrenamiento para Latinoamérica y el Caribe, aprovechando la importante experiencia obtenida por más de 25 años de impartir cursos de posgrado en protección radiológica y seguridad nuclear a nivel nacional, latinoamericano y otras regiones.

Argentina llevó a cabo un proceso de auto evaluación (*self appraisal*), siguiendo los lineamientos establecidos por el OIEA en el documento “*Education and Training Appraisal in Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources*” (EduTa).

Este proceso incluyó la misión internacional al país para observar la organización y las capacidades de entrenamiento en protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación, y la posterior firma de un acuerdo de largo plazo a fin de asegurar la continuidad de las políticas en la materia.

El documento EduTA proporcionó los lineamientos para evaluar la infraestructura para educación y entrenamiento a nivel nacional. Cubre todas las instituciones, organizaciones, instalaciones, equipos, personal y documentación que estén total o parcialmente relacionados con la educación y entrenamiento en protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación. Su finalidad es la de proporcionar una metodología para llevar adelante una evaluación detallada del estado de la educación y entrenamiento en las áreas de protección radiológica y seguridad, incluyendo la identificación de las necesidades futuras.

Para ello, fue necesario identificar las áreas en educación y entrenamiento en las cuales debería incrementarse la actividad, teniendo en cuenta la base a las necesidades nacionales de educación y entrenamiento, estándares internacionales de seguridad y mejores prácticas.

3.3.1 Resultados del proceso de auto-evaluación

2005. Pre evaluación: relevamiento de las actividades directa o indirectamente relacionadas con la capacitación en protección radiológica en todo el país (*pre-appraisal*)

En noviembre de 2005 se expusieron los resultados y conclusiones de esta evaluación preliminar ante una misión del OIEA y en febrero de 2006 se finalizó con éxito esa etapa.

2006. Evaluación (*appraisal*) Sobre la base de los resultados obtenidos para la pre-evaluación se profundizaron algunos temas específicos y se agregaron otros.

Los temas principales abordados fueron las evaluaciones en :la infraestructura regulatoria para educación y entrenamiento; la estrategia nacional para establecer competencias en educación y entrenamiento; las necesidades nacionales en educación y entrenamiento; la infraestructura de educación y entrenamiento; los cursos de postgrado organizados con el auspicio del OIEA; el curso de entrenamiento para oficiales de radioprotección

En mayo de 2006 se finalizó con él. Los resultados y conclusiones obtenidos fueron presentados ante una misión de expertos de distintos países coordinada por el OIEA, que visitó Argentina en la semana del 26 al 30 de junio de 2006, y como resultado del proceso de evaluación, constató que Argentina cumple satisfactoriamente con la casi totalidad de los requisitos fijados en el documento EduTA del OIEA.

La firma del acuerdo de largo plazo del 30 de setiembre de 2008, le confirió a la Argentina, a través de la gestión de la ARN, el carácter de Centro Regional de Capacitación en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear para América Latina y el Caribe.

Este acuerdo constituye un hito que jalona la labor llevada a cabo por la Argentina para construir competencias en materia de usos seguros de las radiaciones ionizantes, y aprovechar sus recursos humanos y materiales con el objetivo de difundir en forma sistemática conocimientos y experiencias en protección radiológica a toda la región de Latinoamérica y el Caribe.

3.4 Desarrollo de la carrera de especialización en protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación

Durante el año 2011 y parte del 2012 se cumplieron todos los requisitos solicitados para la presentación de la carrera de especialización en la Universidad de Buenos Aires. Se detallan hitos y metas alcanzadas:

Año 2012:

- Resolución FIUBA N° 2966: la primera etapa para la aprobación de la carrera de especialización en protección radiológica (Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires.)
- Resolución UBA N° 4915/12 Aprobación de la carrera de especialista en Protección radiológica de la Universidad de Buenos Aires.

Año 2013:

Campus virtual

- A partir del año 2013, la Facultad de Ingeniería de la UBA junto con la ARN implementaron el sistema de autoevaluación de los participantes de la carrera de especialización en Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación, en el campus virtual bajo la plataforma Moodle. Los participantes, previo a la cursada, podrán acceder en forma dinámica e interactiva, y poder conocer así, el estado de sus conocimientos en áreas de base para la cursada.

Dada la experiencia obtenida y la información brindada por participantes y docentes se ha propuesto una autoevaluación de saberes previos a los aspirantes seleccionados con el fin de nivelar conocimientos. Dicha evaluación se vehiculiza "on line" a través de la plataforma "Moodle" de la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires (FI-UBA).

La plataforma cuenta con una arquitectura que se desenvuelve en cuatro módulos o "cajas" modulares interconectadas. El primero, autocontenido, ofrece dirigir al postulante a través de sus partes, informándolo en "*novedades*" y presentando el temario en "*programa sintético, bibliografía*". El segundo módulo se inicia con un foro de consultas sobre bibliografía, dudas de forma y enunciado, y una serie de ejemplos resueltos complementados con "*applets*".

La práctica de evaluación (sin puntaje vinculante) se presenta en el tercer módulo para que el aspirante practique, y es solo de carácter demostrativa.

El último módulo es la autoevaluación definitiva con puntaje vinculante que se abrirá en el día y hora establecida, que tendrá un límite de tiempo y de accesos limitados, con una hora entre cada acceso y según la modalidad elegida por el aspirante, tendrá validez el último o el único acceso. El sistema hace devolución inmediata de las respuestas correctas con la correspondiente calificación. Con los resultados obtenidos, los participantes, contarán con un panorama cabal del estado de sus conocimientos para un mejor desenvolvimiento en la carrera de especialización.

Acreditación y categorización de la carrera de especialización

- A partir del inicio del ciclo lectivo 2013, en la carrera de especialización en Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de radiación se comenzará a trabajar para el proceso de autoevaluación para la acreditación de dicha carrera ante la Comisión Nacional de Evaluación y Acreditación Universitaria (CONEAU).
- Después del segundo semestre del 2013, se trabajará en la acreditación y categorización de la carrera, a concretarse para fines de este año.

Maestría en Seguridad Nuclear – Orientación en Protección Radiológica

- Durante el año 2013, paralelamente a las tareas de acreditación y categorización de la carrera de especialización, se comenzará a trabajar en la elaboración de una maestría en Seguridad Nuclear (heredera del curso de Posgrado en Seguridad Nuclear), que tendrá como requisito la aprobación de la carrera de especialización en Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación.

4. CONCLUSIONES

El Centro Regional de Capacitación y Entrenamiento ha logrado plasmar el objetivo de mejora continua de los procesos de enseñanza-aprendizaje de los cursos y actividades de capacitación.

A raíz del despertar nuclear, los requerimientos de capacitación y entrenamiento a nivel local y regional se han incrementado, ya sea con la posibilidad de instalación de centrales nucleares en Argentina, Chile y Venezuela, o para la capacitación en protección radiológica para la extensión de vida útil de la Central Nuclear Embalse. Todo ello implica, el mantenimiento, la continuidad de los cursos actuales y el desarrollo de nuevas capacitaciones específicas en protección radiológica, seguridad nuclear, protección física, transporte y salvaguardias.

Como muestra este trabajo, todas las actividades se han sucedido en forma escalonadas en el tiempo para dar respuesta y contribuir a los desafíos y demandas actuales.

Cabe remarcar que con el advenimiento de la carrera de especialización en Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación, la región contará por primera vez con especialistas universitarios en protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación acreditados a nivel nacional e internacional. Estos esfuerzos permiten aprovechar los recursos disponibles para difundir en forma sistemática los últimos conocimientos y experiencias en protección radiológica en español a toda la región de América Latina y el Caribe.

AGRADECIMIENTOS

A lo largo de los 33 años fue necesario contar con el apoyo incondicional de instituciones nacionales y extranjeras. Las nacionales no sólo aportaron recursos humanos sino que facilitan el acceso a instalaciones y recursos. El aporte ha sido realizado sin discriminación de institución. Queremos destacar la participación de la Lic. Mariana Barone (ARN) y a las siguientes instituciones: Autoridad Regulatoria Nuclear, Comisión Nacional de Energía Atómica, Nucleoeléctrica Sociedad Anónima, CONUAR SA. , Dioxitek, Invap SE, Universidad de Buenos Aires, Universidad de Cuyo, Ministerio de Salud, Hospitales nacionales y municipales, empresas privadas vinculadas al ámbito nuclear y radiológico. Gracias a la colaboración de todas estas instituciones se puede garantizar el desarrollo continuo de las actividades de capacitación.

REFERENCIAS

1. C. Terrado; A. Arbor González; R. Bozzo; A. Larcher; C. Menossi; P. Sajaroff. Author(s), "Title," *Educación y Entrenamiento en Protección Radiológica en la Región. Argentina - OIEA, hacia un Compromiso de Largo Plazo*, Primer Congreso Americano del IRPA (International Radiation Protection Association). Acapulco, México, 4-8 setiembre 2006.
2. "Education and Training in Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources. Pre-Appraisal Information", Nuclear Regulatory Authority, March 2006. Documento interno.
3. "Serie de Estándares de Seguridad del OIEA RS-G-1.4 "Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources, Viena, 2001. *Sistemas de Gestión de la calidad IRAM-ISO 9001-2008*.
4. *Ley Nacional de Educación Superior N° 2452*. Argentina, julio de 1995.

Aplicación de SEVRRRA para la evaluación de condiciones de riesgo en braquiterapia HDR

Mc Donnell, D.J.; Papadópolos, S.B.; Paz, A.B.;
López Morones, R. y Ramirez Perez, F.

APLICACIÓN DE SEVRRRA PARA LA EVALUACIÓN DE CONDICIONES DE RIESGO EN BRAQUITERAPIA HDR

Mc Donnell, D.J.^{1*}; Papadópolos, S.B.^{1,2}; Paz, A.B.¹; López Morones, R.¹ y Ramirez Perez, F.¹

¹ FORO Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares

² Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina

ABSTRACT

El FORO desarrolló un Proyecto sobre Recomendaciones de seguridad de las instalaciones radiactivas de radioterapia basadas en la experiencia operacional (lecciones aprendidas) y resultados de los estudios de Análisis Probabilístico de Seguridad (APS). Para facilitar la aplicación del método, desarrolló la aplicación informática SEVRRRA. En este trabajo se aplicó para evaluar las condiciones de riesgo resultantes del diseño de una instalación de braquiterapia HDR, individualizar y optimizar los criterios aplicados. Se repitió el estudio con la instalación en servicio para verificar el perfil de riesgo alcanzado.

El Proyecto del FORO localizó 115 sucesos iniciadores (SI) para HDR. Con SEVRRRA en la etapa de diseño de la instalación, se localizaron 8 SI asociados a riesgo alto. Con estos aspectos tenidos en cuenta para la selección del equipamiento, puesta en servicio y definición de métodos operativos, se completó la instalación y se obtuvo el perfil de riesgo con un nuevo estudio con SEVRRRA. El perfil obtenido mostró sólo 2 SI de riesgo alto asociados a la desconexión de la fuente que fue mitigado con la instalación de un detector de área, permitiendo que el riesgo sea ponderado como bajo tanto para el paciente como para el operador.

SEVRRRA ha mostrado ser una herramienta valiosa en la evaluación previa de la instalación y para el análisis del perfil de riesgo durante la operación, localizando e indicando las acciones preventivas adecuadas en un contexto de recursos limitados para minimizar el riesgo.

1. INTRODUCCIÓN

El Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (el FORO) aprobó un proyecto sobre análisis de riesgo en radioterapia con el objetivo de evaluar de forma sistemática, exhaustiva y estructurada la seguridad de los tratamientos con radioterapia, aplicando variadas técnicas y herramientas de identificación de riesgos para investigar las principales causas que pueden provocar una exposición accidental. Se aprobaron dos líneas de proyecto paralelas:

Línea de Proyecto 1: Realización de un Análisis Probabilista de Seguridad (APS) al proceso de tratamiento de radioterapia con un Acelerador Lineal de Electrones de Usos Médicos (LINAC)

Línea de Proyecto 2: Recomendaciones de seguridad de las instalaciones radiactivas de radioterapia, basadas en la experiencia operacional (lecciones aprendidas) y los resultados de los estudios de APS.

El objeto de la línea de proyecto 2 fue aplicar un método sistemático, el de matrices de riesgo. Esta metodología es muy utilizada para efectuar un primer control del estado de situación de un proceso. Es un método simplificado que, aunque no cuantifica el riesgo con la exactitud de un

* josemc@express.com.ar

APS, representa una forma estructurada para establecer prioridades y presenta la gran ventaja que puede ser utilizado por sectores que no poseen amplios conocimientos en técnicas de evaluación de riesgo. Fue desarrollada en tres etapas: terapia con haces externos de ^{60}Co , braquiterapia (de alta y baja tasa) y terapia de haces externos con aceleradores. [1]

En el análisis realizado para la práctica de braquiterapia de alta tasa de dosis (HDR), el FORO identificó 113 Sucesos Iniciadores (SI) [2] que pueden producir consecuencias no deseadas para el paciente, el personal ocupacionalmente expuesto o el público. Esto es, considerando las situaciones del proceso integral de radioterapia que podrían dar lugares a exposiciones accidentales, incluyendo todos los aspectos que den lugar a una desviación indeseada de la prescripción dada por el médico. El riesgo de alcanzar las consecuencias depende de la frecuencia de ocurrencia del suceso iniciador, la gravedad de la consecuencia y la probabilidad de fallo de las barreras que impidan la propagación de la cadena de eventos originados por el suceso iniciador. El valor cualitativo del riesgo es obtenido de la matriz que se detalla en la tabla 1 utilizando una escala de cuatro niveles: Muy Alto, Alto, Medio y Bajo. Esta escala es también aplicada para las variables de frecuencia de ocurrencia del SI, probabilidad de fallo de las barreras y consecuencias según la descripción del método detallado en [1].

Tabla 1. Matriz de Riesgo

f_A	P_A	C_{MA}	R_{MA}		f_A	P_A	C_A	R_{MA}		f_A	P_A	C_M	R_A		f_A	P_A	C_B	R_M
f_M	P_A	C_{MA}	R_{MA}		f_M	P_A	C_A	R_A		f_M	P_A	C_M	R_A		f_M	P_A	C_B	R_M
f_B	P_A	C_{MA}	R_A		f_B	P_A	C_A	R_A		f_B	P_A	C_M	R_M		f_B	P_A	C_B	R_M
f_{MB}	P_A	C_{MA}	R_A		f_{MB}	P_A	C_A	R_A		f_{MB}	P_A	C_M	R_M		f_{MB}	P_A	C_B	R_M
f_A	P_M	C_{MA}	R_{MA}		f_A	P_M	C_A	R_A		f_A	P_M	C_M	R_A		f_A	P_M	C_B	R_M
f_M	P_M	C_{MA}	R_A		f_M	P_M	C_A	R_A		f_M	P_M	C_M	R_M		f_M	P_M	C_B	R_M
f_B	P_M	C_{MA}	R_A		f_B	P_M	C_A	R_A		f_B	P_M	C_M	R_M		f_B	P_M	C_B	R_B
f_{MB}	P_M	C_{MA}	R_A		f_{MB}	P_M	C_A	R_M		f_{MB}	P_M	C_M	R_M		f_{MB}	P_M	C_B	R_B
f_A	P_B	C_{MA}	R_A		f_A	P_B	C_A	R_A		f_A	P_B	C_M	R_M		f_A	P_B	C_B	R_B
f_M	P_B	C_{MA}	R_A		f_M	P_B	C_A	R_A		f_M	P_B	C_M	R_M		f_M	P_B	C_B	R_B
f_B	P_B	C_{MA}	R_M		f_B	P_B	C_A	R_M		f_B	P_B	C_M	R_B		f_B	P_B	C_B	R_B
f_{MB}	P_B	C_{MA}	R_M		f_{MB}	P_B	C_A	R_M		f_{MB}	P_B	C_M	R_B		f_{MB}	P_B	C_B	R_B
f_A	P_{MB}	C_{MA}	R_A		f_A	P_{MB}	C_A	R_M		f_A	P_{MB}	C_M	R_M		f_A	P_{MB}	C_B	R_B
f_M	P_{MB}	C_{MA}	R_M		f_M	P_{MB}	C_A	R_M		f_M	P_{MB}	C_M	R_M		f_M	P_{MB}	C_B	R_B
f_B	P_{MB}	C_{MA}	R_M		f_B	P_{MB}	C_A	R_B		f_B	P_{MB}	C_M	R_B		f_B	P_{MB}	C_B	R_B
f_{MB}	P_{MB}	C_{MA}	R_M		f_{MB}	P_{MB}	C_A	R_B		f_{MB}	P_{MB}	C_M	R_B		f_{MB}	P_{MB}	C_B	R_B

La matriz de riesgo es un método de cribado de los sucesos que pueden desencadenar un accidente, con el fin de priorizar los esfuerzos en seguridad sobre aquellos cuyo riesgo es mayor. El cribado se efectúa en dos fases. En la primera, sólo se tiene en cuenta la cantidad de medidas de seguridad y no su calidad y robustez. En la segunda se analiza en mayor profundidad y se determina si, basándose en dicha robustez, se justifica rebajar el nivel de riesgo asignado, o si por el contrario se requieren medidas de seguridad adicionales para lograrlo.

A fin de facilitar la aplicación del método, el FORO apoyó la iniciativa de México de desarrollar una herramienta informática que ha recibido el nombre de SEVRRRA (Sistema de Evaluación del Riesgo en Radioterapia). Evalúa en un solo paso los dos cribados propuestos para el método de matriz de riesgo, asignándole factores de peso a cada tipo de barrera y ha sido probado con éxito en instalaciones de los países miembros del FORO. Existen algunas diferencias entre el método

publicado por el FORO y SEVRRRA que han sido reportadas por los programadores. Se deben, principalmente, a aspectos interpretativos de la robustez de algunas barreras, reductores de frecuencias o de consecuencias que no son posibles de programar. Para Braquiterapia HDR el total de SI en SEVRRRA es de 115, agregando dos al listado original. La versión actual de SEVRRRA no está aún consolidada por completo y se continúa en su desarrollo incorporando actualizaciones y ampliaciones.

El objetivo de este trabajo ha sido aplicar el método de la matriz de riesgo y la herramienta informática SEVRRRA para evaluar las condiciones de seguridad de una instalación nueva de Braquiterapia HDR desde el momento mismo de su diseño para orientar el esfuerzo a mejorar las condiciones de seguridad, individualizar y optimizar los criterios aplicados en la hipótesis realista de recursos limitados. El análisis se repitió en diferentes instancias para realizar un seguimiento. Finalmente, con la instalación operativa, para verificar los resultados y proponer mejoras.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

A principio del 2009 en un centro de radioterapia de Argentina se tomó la decisión de incorporar un equipo de Braquiterapia HDR. El Proyecto 2 del FORO sobre análisis de seguridad utilizando el método de matriz de riesgo se había completado dos meses antes, por lo que se decidió utilizar el mismo para ayudar a orientar y optimizar las condiciones operativas y de seguridad, verificando al mismo tiempo la versatilidad del método en condiciones reales, aportando información para la actividad de seguimiento del Proyecto.

El primer cribado se efectuó utilizando directamente el listado de SI disponible sobre una instalación genérica con la ayuda de una planilla de cálculo que automatizaba la obtención del resultado del nivel de riesgo aplicable para cada uno. Se aplicó luego el segundo cribado respondiendo a las cuatro preguntas propuestas en el método para los casos detectados con riesgo alto o muy alto [1]:

1. ¿Son suficientemente robustas las barreras directas existentes como para asignar a la probabilidad de fallo del conjunto de barreras un nivel de P menor que el que corresponde según el criterio establecido en la metodología?
2. ¿Son suficientemente robustos los reductores de frecuencia y de consecuencias como para asignar un nivel de frecuencia f y consecuencias C menor que el que corresponde según el criterio establecido en la metodología?
3. ¿Es posible introducir nuevas barreras o reductores de frecuencia o consecuencias?
4. ¿Qué medidas deben proponerse para disminuir globalmente el riesgo?

Con las conclusiones obtenidas conjuntamente con los condicionantes locales (económicos, disponibilidad de servicio técnico post-venta, capacitación) se orientó la adquisición del equipamiento que quedó instalado para noviembre de 2009. Durante el proceso de instalación ya estaba disponible la primera versión de SEVRRRA desarrollada en México y se repitió la evaluación.

Durante 2012, con la instalación en funcionamiento con metodología de trabajo ya madura y establecida, se realizó una nueva evaluación. La finalidad principal fue la de verificar la validez de las hipótesis originales, comprobar la solidez de la herramienta informática SEVRRRA en la versión demostrativa del FORO y controlar los cambios realizados durante el proceso.

3. RESULTADOS

De la primera aplicación del método de matriz de riesgo sobre la instalación genérica durante el proceso de diseño se concluyó que eran aplicables 109 SI, de los que 31 resultaban con riesgo

alto en general y aplicaban 18 a la instalación. De éstos, 5 se debían a la máquina, 1 a factores externos y 12 a errores humanos. Esto permitió seleccionar como preferible una máquina que incluyera seguridades operativas mejor diseñadas. Un ejemplo de esto es que el movimiento de la fuente durante la irradiación comenzara desde la posición más cercana a la conexión con el aplicador y terminara en la posición más extrema. De este modo, si la fuente se desvinculara del cable motriz sólo repercutiría en el tiempo de estadía de la última posición, aspecto éste que es rápidamente detectable si se incorporaba un detector de radiación en la sala que indicaría que todavía existe radiación cuando la situación esperada es que la fuente esté guardada, permitiendo un rápido accionar de emergencia del operador mitigando las consecuencias para el paciente. También se incorporó como requerimiento el entrenamiento adecuado del personal y que se garantizara un soporte técnico correctamente entrenado y capacitado. Referente al planificador, se incorporó como requisito que contara con una biblioteca de aplicadores coincidente con los adquiridos para que se minimizara el error de reconstrucción basado en las imágenes. Luego de la ponderación de los resultados del primer cribado quedó sólo un SI con riesgo alto asociado relativo a la desvinculación de la fuente y el cable de tracción.

El estudio realizado con SEVRA sobre la instalación genérica sin contar con ninguna de las barreras (B), reductores de frecuencia (RF), ni mitigadores de consecuencias (RC) previstos arrojó un resultado resumido en el informe que se muestra en la tabla 2.

Tabla 2. Resumen de la práctica sin barreras ni mitigadores

Núm.	Etapas	Riesgo Muy Alto (RMA)	Riesgo Alto (RA)	Riesgo Medio (RM)	Riesgo Bajo (RB)	Total por Etapa
1	Instalación inicial de los equipos	0	8	4	0	12
2	Aceptación y puesta en servicio	1	16	2	0	19
3	Mantenimiento de los equipos	0	3	3	0	6
4	Registro del paciente	0	1	0	0	1
5	Intención terapéutica	0	3	0	0	3
6	Ejecución quirúrgica del implante	0	5	0	0	5
7	Localización y reconstrucción geométrica	0	14	0	0	14
8	Planificación y Optimización Dosimétrica	0	8	1	0	9
9	Registro Transferencia de Resultados de la Planeación	0	5	1	0	6
10	Ejecución del Tratamiento	0	22	18	0	40
Total		1	85	29	0	115

El SI responsable de la única asignación de riesgo muy alto (RMA) fue la asignación errónea de la constante de tasa de dosis en el planificador.

Del mismo informe, a través de un estudio de sensibilidad para determinar qué impacto presentan la ausencia de determinadas barreras y reductores sobre la evolución de los Sucesos Iniciales, se pudo obtener el listado de los 152 barreras y reductores. Para orientar el esfuerzo los más relevantes se detallan en la tabla 3 que se ordenaron en orden decreciente.

Tabla 3. Barreras y reductores de mayor impacto

Tipo	Descripción	N° de SI alcanzados
RC	Revisión médica en cada sesión de tratamiento	36
RF	Capacitación del físico	24
RF	Carga de trabajo moderada	21
B	Evaluación conjunta del plan por el médico y el físico	17
B	Detector estacionario de tasa de dosis	14
RF	Programa de mantenimiento preventivo	12
B	Indicador luminoso de fuente expuesta en la entrada	10
RF	Adquisición sólo a proveedores legalmente autorizados	9
B	Verificación independiente y redundante de la calibración de fuente	8

Resulta evidente del contenido de la tabla la importancia de contar con un grupo cohesionado multidisciplinario adecuadamente entrenado y que la dirección tenga un compromiso que consolide este conjunto.

Con la máquina, accesorios y equipamiento complementario seleccionado se realizó un nuevo estudio sin incorporar ninguna barrera ni reductor adicional para verificar el impacto de la selección en el perfil de riesgo. El resultado se muestra en la tabla 4 y de las 80 barreras y reductores que impactan por su carencia se destacan los más importantes en la tabla 5.

Tabla 4. Resumen de la práctica sin barreras ni mitigadores agregados

Núm.	Etapas	Riesgo Muy Alto (RMA)	Riesgo Alto (RA)	Riesgo Medio (RM)	Riesgo Bajo (RB)	No Aplica (NA)	Registrados	Total por Etapa	Completo
1	Instalación inicial de los equipos	0	3	9	0	0	12	12	✓
2	Aceptación y puesta en servicio	0	10	8	0	1	19	19	✓
3	Mantenimiento de los equipos.	0	0	6	0	0	6	6	✓
4	Registro del paciente	0	0	0	1	0	1	1	✓
5	Intención terapéutica	0	3	0	0	0	3	3	✓
6	Ejecución quirúrgica del implante	0	2	3	0	0	5	5	✓
7	Localización y reconstrucción geométrica.	0	8	6	0	0	14	14	✓
8	Planificación y Optimización Dosimétrica	0	6	2	1	0	9	9	✓
9	Registro Transferencia de Resultados de la Planeación	0	1	5	0	0	6	6	✓
10	Ejecución del Tratamiento.	0	11	22	6	1	40	40	✓
Total		0	44	61	8	2	115	115	10

Tabla 5. Barreras y reductores de mayor impacto

Tipo	Descripción	N° de SI alcanzados
RC	Revisión médica en cada sesión de tratamiento	35
RF	Capacitación del físico	22
RF	Carga de trabajo moderada	20
B	Evaluación conjunta del plan por el médico y el físico	17
B	Detector estacionario de tasa de dosis	14
B	Verificación independiente y redundante de la calibración de fuente	8
RF	Buena calidad de imágenes	8
RF	Capacitación del operador en el plan de emergencias	8
RC	Verificación anual de la base de datos del TPS	8

Incorporadas las barreras e implementados los procedimientos para corregir el perfil de riesgo se obtuvo el nuevo resultado a aplicar en el diseño de la instalación con la máquina seleccionada. Este nuevo resultado se muestra en la tabla 6.

Tabla 6. Resumen de la práctica completa

Núm.	Etapas	Riesgo Muy Alto (RMA)	Riesgo Alto (RA)	Riesgo Medio (RM)	Riesgo Bajo (RB)	No Aplica (NA)	Registrados	Total por Etapa	Completo
1	Instalación inicial de los equipos	0	0	11	1	0	12	12	✓
2	Aceptación y puesta en servicio	0	1	17	0	1	19	19	✓
3	Mantenimiento de los equipos.	0	0	6	0	0	6	6	✓
4	Registro del paciente	0	0	0	1	0	1	1	✓
5	Intención terapéutica	0	0	3	0	0	3	3	✓
6	Ejecución quirúrgica del implante	0	0	3	2	0	5	5	✓
7	Localización y reconstrucción geométrica.	0	1	11	1	1	14	14	✓
8	Planificación y Optimización Dosimétrica	0	0	8	1	0	9	9	✓
9	Registro Transferencia de Resultados de la Planeación	0	0	3	1	2	6	6	✓
10	Ejecución del Tratamiento.	0	3	19	15	3	40	40	✓
Total		0	5	81	22	7	115	115	10

Los SI relacionados a condiciones de protección radiológica al público quedaron con un riesgo asignado (Riesgo Medio) más alto que el real dado que la instalación utiliza una sala originalmente diseñada para albergar una máquina de cobaltoterapia y los blindajes exceden los necesarios.

Al concluir el estudio, inicialmente quedaron 8 SI identificados con riesgo alto. Luego se decidió no realizar implantes intersticiales en la práctica quedando 2 SI asignados como no aplicables y otro SI relacionado con un error en el registro de la aplicación que implicara modificaciones a las fracciones subsiguientes que finalmente quedó descalificado como no aplicable debido a que el sistema de registro está informatizado y no implica las correcciones

previstas en el SI descrito. Los 5 SI remanentes que quedaron identificados con riesgo alto (RA) y SEVRRRA no identifica ninguna barrera o reductor faltante resultaron:

1. Dejar incompleta la puesta en servicio de los equipos de imagen (por ej.; errores en las escalas de densidad y geométricas de las imágenes de CT)
2. Error en la reconstrucción de la posición de los implantes a partir de las imágenes tomadas. Para casos de aplicaciones únicas o tratamientos de braquiterapia como única modalidad.
3. Error al hacer corresponder el canal del equipo definido en el plan de tratamiento con el catéter correspondiente en el implante. Para casos de aplicaciones únicas o tratamientos de braquiterapia como única modalidad.
4. Desconectar la fuente del cable de transferencia, al efectuar el tratamiento
5. Desconectarse la fuente del cable de transferencia, permaneciendo en el implante intracavitario o superficial, tras finalizar el tratamiento.

Con este diagnóstico se inició la actividad en el centro estudiado, prestando especial atención a las 5 situaciones de riesgo alto detectadas.

Para 2012 se repitió el estudio teniendo en cuenta las experiencias acumuladas y las novedades incorporadas durante el período transcurrido. Varias de estas incorporaciones ya habían sido tenidas en cuenta en el estudio de diseño como, por ejemplo, los tratamientos de braquiterapia como modalidad única e implantes superficiales que no se realizaban durante el inicio de actividades. Continúan sin realizarse implantes intersticiales. Se incorporó otro planificador, manteniendo ambos en actividad con resultados equivalentes. En este nuevo planificador se incorporaron todas las funciones existentes en el primero, incluyendo la biblioteca de aplicadores, capacidad de reconstrucción tridimensional utilizando imágenes de CT y RMI, y optimización de cálculo de distribución de dosis con técnicas avanzadas.

Los resultados de este nuevo estudio coincidieron con los previamente realizados y mostrados en la tabla 4, con los mismos 5 SI detectados con riesgo alto por SEVRRRA. Con la experiencia acumulada pudo interpretarse mejor la moderación a aplicar para estos 5 SI y evaluar el riesgo con criterio más adecuado. Así,

1. Dejar incompleta la puesta en servicio de los equipos de imagen (por ej.; errores en las escalas de densidad y geométricas de las imágenes de CT):
 - a. Ninguno de los planificadores incorpora correcciones de densidad, influyendo especialmente en el caso de implantes superficiales. Se incorporó un compensador adicional equivalente a tejido para minimizar el efecto como se reporta en [3]
 - b. El procedimiento de validación geométrica de las imágenes de CT está completamente incorporado para planificación de radioterapia externa con los mismos tomógrafos y RMI. Se utilizan solamente los equipos validados.
 - c. Se incorporó como barrera la obtención de la autorradiografía del implante superficial para verificar la precisión geométrica de las posiciones programadas de fuente.
 - d. La incorporación de la nueva barrera y procedimientos permite asignar una probabilidad de falla menor y, consecuentemente bajar el riesgo de nivel alto a nivel medio.
2. Error en la reconstrucción de la posición de los implantes a partir de las imágenes tomadas. Para casos de aplicaciones únicas o tratamientos de braquiterapia como única modalidad.
 - a. La inclusión de la biblioteca de aplicadores permite disminuir el error de reconstrucción en tales aplicadores.

- b. La incorporación de un procedimiento de verificación de estabilidad dimensional de los aplicadores permite controlar que no se produzcan desviaciones respecto de las descripciones incorporadas en la biblioteca.
 - c. En aplicadores flexibles se incorporó la autorradiografía de verificación.
 - d. La incorporación de la nueva barrera y procedimientos permite asignar una probabilidad de falla menor y, consecuentemente bajar el riesgo de nivel alto a nivel medio.
- 3. Error al hacer corresponder el canal del equipo definido en el plan de tratamiento con el catéter correspondiente en el implante. Para casos de aplicaciones únicas o tratamientos de braquiterapia como única modalidad.
 - a. Para aplicaciones ginecológicas la barrera tecnológica que impide la conexión a un canal equivocado es suficientemente fuerte como para impedir que el riesgo sea alto y queda asignado a medio.
 - b. Para aplicaciones superficiales que son modalidad única y no existe la barrera tecnológica de asignación de número de canal, se incorporó una numeración adicional a cada catéter, la verificación adicional por el médico y un control final por otro físico. De este modo la barrera prevista se aplica tres veces en forma redundante e independiente y se considera que la probabilidad asignada de fallo disminuye, rebajando consecuentemente el nivel de riesgo a medio
- 4. Desconectar la fuente del cable de transferencia, al efectuar el tratamiento
 - a. Este es un fallo reportado en [4] y [5] al que no pueden agregárseles nuevas barreras, aunque la asignación a nivel alto sea conservadora dado el actual diseño de la fuente es preferible mantener este criterio si no se consideran otros aspectos. El equipo HDR cuenta con detector de radiación para control de tránsito durante la extracción y guarda de la fuente, aspecto que ha sido considerado muy importante en la selección del modelo. El detector de área permite recibir una alarma temprana que activa los procedimientos de emergencia en el menor lapso posible. Estos reductores de consecuencias son vigilados para que se mantengan activos. La ponderación real del riesgo se interpreta como bajo tanto para el paciente como para el operador, pero se mantiene elevado el nivel de precaución y entrenamiento ante emergencias.
- 5. Desconectarse la fuente del cable de transferencia, permaneciendo en el implante intracavitario o superficial, tras finalizar el tratamiento.
 - a. Valen las mismas consideraciones aplicadas en el punto anterior

De este nuevo estudio y la moderación resultante de responder las 4 preguntas del segundo cribado se han obtenido 2 SI con riesgos altos ambos relacionados a la separación de la fuente respecto del cable de transferencia sin posibilidades de disminuir metodológicamente el riesgo asignado, pero considerado aceptablemente bajo dada la interpretación conservadora aplicada. De este modo no quedan SI con riesgos altos o muy altos identificados.

4. CONCLUSIONES

La aplicación del método de la matriz de riesgo desde el diseño mismo de la instalación ha mostrado ser útil en la detección de situaciones que potencialmente conduzcan a un accidente o incidente, permitiendo tomar las medidas adecuadas para prevenirlos. Teniendo en cuenta que en todo diseño siempre se presentan tensiones entre los criterios de optimización y las restricciones presupuestarias que, obviamente, necesitan aplicar los administradores para

viabilizar el proyecto, la evaluación de forma sistemática, exhaustiva y estructurada aportada por el método ha permitido alcanzar una solución adecuada. Mantenido en el tiempo ha mostrado que el riesgo pudo ser acotado a valores aceptables conservando un nivel de seguridad operativa compatible con los objetivos planteados.

La utilización de la herramienta informática SEVRRA facilitó en gran medida la aplicación del método y permitió obtener resultados organizados por prioridades, con la ventaja adicional que permite revisar y actualizar con un esfuerzo mínimo, las conclusiones a medida que el proceso evoluciona. Este aspecto simplificó la interacción con los administradores y profesionales intervinientes, facilitando la implementación de las medidas necesarias y la adquisición de los instrumentos periféricos adecuados.

Aún en desarrollo, SEVRRA ha mostrado ser una herramienta valiosa en la evaluación previa de la instalación y para el análisis del perfil de riesgo durante la operación, localizando e indicando las acciones preventivas adecuadas en un contexto de recursos limitados para minimizar el riesgo. En la medida que este desarrollo se consolide permitirá tanto a usuarios como a autoridades reguladoras contar con una herramienta que facilite las actividades de ambos, brindando una alternativa abordable para la incorporación del análisis de riesgo a la práctica.

AGRADECIMIENTOS

Se ha conservado anónimo el centro donde se realizó el estudio para preservar la confidencialidad de datos. No se mencionan marcas ni modelos, ni empresas proveedoras para evitar conflictos con intereses comerciales. Sin embargo, los autores quieren dejar constancia de su agradecimiento a la participación y compromiso de todos ellos, sin quienes este trabajo no hubiese sido posible.

REFERENCIAS

1. “Aplicación del método de la matriz de riesgo a la radioterapia. Volumen 1: texto principal”, [http://www.foroiberam.org/web/UserFiles/File/MMaster_Matriz_de_riesgo_radioterapia_Volumen%201_version%205%20con%20riesgo%20medio%20\(3\).pdf](http://www.foroiberam.org/web/UserFiles/File/MMaster_Matriz_de_riesgo_radioterapia_Volumen%201_version%205%20con%20riesgo%20medio%20(3).pdf) (2010).
2. “Aplicación del método de la matriz de riesgo a la radioterapia. Volumen 2: Apéndices”, [http://www.foroiberam.org/web/UserFiles/File/MMaster_Matriz_de_riesgo_radioterapia_VOLUMEN_2_final_2_\(2\).pdf](http://www.foroiberam.org/web/UserFiles/File/MMaster_Matriz_de_riesgo_radioterapia_VOLUMEN_2_final_2_(2).pdf) (2010).
3. R. Berenger Serrano, M. Rivera Giménez, A.T. Nuñez Quintanilla, M. Gutiérrez Perez, “Evaluación de la dosimetría de una fuente de Ir-192 de alta tasa en un medio con dispersión incompleta mediante cálculo de Monte Carlo”, *Revista de Física Médica*, **7(3)**, pp. 107-112 (2006).
4. IAEA, *Lessons Learned from Accidental Exposures in Radiotherapy*, SRS N° 17, IAEA, Vienna, Austria (2000).
5. ICRP, *Prevention of high-dose-rate brachytherapy accidents*, ICRP Publication 97, Elsevier, (2005).

Respuesta de monitores de contaminación superficial para el control de la exposición interna a ^{131}I en servicios de medicina nuclear

Puerta, Nancy; Rojo, A.M.; Villella, A., Acosta, N.; Arenas, G.;
Gossio, S. y Gómez Parada, I.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013

IX Congreso Argentino de Protección Radiológica
Mendoza, Argentina, 2 al 4 de octubre de 2013

RESPUESTA DE MONITORES DE CONTAMINACIÓN SUPERFICIAL PARA EL CONTROL DE LA EXPOSICIÓN INTERNA A ^{131}I EN SERVICIOS DE MEDICINA NUCLEAR

Puerta, Nancy¹; Rojo, A.M.¹; Vilella, A.¹; Acosta, N.²; Arenas, G.²;
Gossio, S.¹ y Gómez Parada, I.¹

¹Autoridad Regulatoria Nuclear

²Fundación Escuela de Medicina Nuclear (FUESMEN)
Argentina

RESUMEN

La IAEA, en su publicación RS-G-1.2 propone el control individual de los trabajadores ocupacionalmente expuestos con riesgo de exposición interna, siempre que la exposición potencial por incorporación conduzca a un valor de dosis efectiva comprometida anual igual o mayor que 1 mSv. Debido a que el ^{131}I es el radionucleido más importante a controlar por exposición interna en los Servicios de Medicina Nuclear, se evalúa si los monitores de contaminación superficial, comúnmente usados en los centros de medicina nuclear de Argentina, permitirían implementar el control individual de la exposición interna a ^{131}I .

Los detectores seleccionados se calibraron con un maniquí de cuello y tiroides con fuentes calibradas de referencia de ^{131}I y ^{133}Ba . Para cada detector se estimó la eficiencia de detección para ^{131}I y su límite de detección. Se evaluó para cada instrumento la mínima dosis efectiva comprometida posible de detectar en un monitoreo individual de rutina con diferentes intervalos de medición. Se analizó la respuesta de cada equipo para determinar las condiciones bajo las cuales pueden ser efectivos para el control de la exposición interna a ^{131}I . Finalmente, se concluye que el monitoreo individual diario con los detectores de contaminación superficial disponibles en los Servicios de Medicina Nuclear es factible de implementar y asegura la detección de incorporaciones significativas de ^{131}I .

1. INTRODUCCIÓN

En Argentina, el control de la exposición externa individual de los trabajadores de medicina nuclear es un requisito, mientras que el monitoreo de la exposición interna no es un requisito ni en nuestro país ni en la mayoría de los demás países en el mundo. Sin embargo, es de interés que el control individual de estos trabajadores se realice siempre que la exposición potencial por incorporación conduzca a un valor de dosis efectiva comprometida anual igual o mayor a 1 mSv [1].

Debido a que el ^{131}I es el radionucleido más importante a controlar por exposición interna en los Servicios de Medicina Nuclear, es de utilidad encontrar métodos que permitan su control y que a su vez sean prácticos, económicos y factibles de implementar.

En este trabajo se propone evaluar si los monitores de contaminación superficial, comúnmente usados en los centros de medicina nuclear de Argentina, tienen una respuesta adecuada que les permita el control individual de la exposición interna a ^{131}I . Para esto, se presenta el método empleado para la calibración de los detectores, la obtención de su eficiencia y su límite de detección, así como la evaluación de su capacidad en un monitoreo individual de rutina.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

2.1. Calibración:

Este procedimiento permite relacionar la respuesta del detector con una actividad conocida y localizada de ^{131}I en la tiroides. Se seleccionaron 5 tipos de detectores que son comúnmente usados en los Servicios de Medicina Nuclear en Argentina. Los mismos se describen en la tabla 1.

Tabla 1. Características de los instrumentos calibrados

Detector	Identificación	Características
Geiger-Muller con halógeno	A	$\varnothing = 45 \text{ mm}$, ventana de mica $1,5\text{-}2,0 \text{ mg/cm}^2$
Geiger-Mueller ZP1200 con halógeno	B	$\varnothing = 26 \text{ mm}$, longitud efectiva= 40 mm
Centelleador plástico	C	$3'' \times 3''$ centelleador plástico cilíndrico, densidad $1,032 \text{ g/cm}^3$
Centelleador plástico BC-408	D	Área sensible= 50 cm^2 , Ventana de mylar $0,6 \text{ mg/cm}^2$
Geiger-Mueller	E	$\varnothing = 28 \text{ mm}$, área sensible= $6,2 \text{ cm}^2$, ventana de mica $1,5\text{-}2,0 \text{ mg/cm}^2$

Para la calibración de estos instrumentos, se seleccionó un lugar de medición con un bajo fondo ambiental. Se ubicó el centro del área sensible del detector alineado con el centro de un simulador de cuello y tiroides con una fuente de referencia (^{131}I ó ^{133}Ba). El simulador de cuello consiste en un cilindro de polietileno de $11,4 \text{ cm}$ de diámetro y $11,3 \text{ cm}$ de altura, desarrollado por el laboratorio de Monitoreo *in vivo* del Instituto de Radioprotección y Dosimetría de Brasil (IRD) en el marco del proyecto Arcal RLA/9/049. Las fuentes de ^{131}I y ^{133}Ba fueron impregnadas en un papel de filtro con forma de tiroides, selladas con plástico y certificadas por el Laboratorio de Metrología de Radioisótopos CNEA-CAE (figura 1).

Se realizaron mediciones sucesivas del simulador de cuello con la fuente de referencia y del cuello de una persona reconocidamente no contaminada para la determinación del fondo. Se obtuvo la tasa promedio de conteo del simulador con fuente y se le sustrajo la tasa promedio del fondo para obtener la tasa neta de conteo M_{net} .

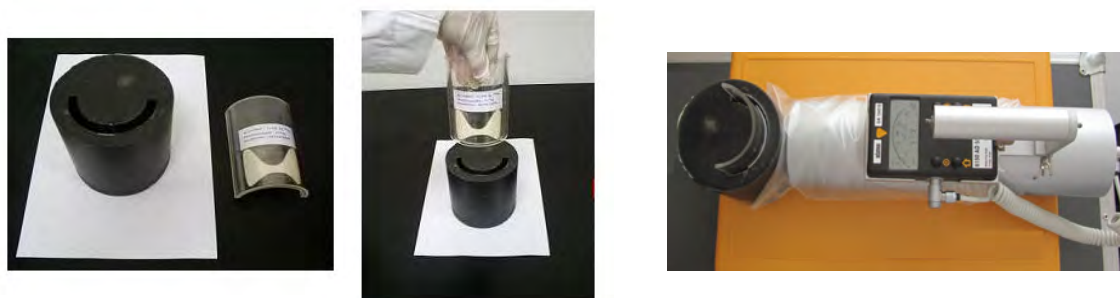


Figura 1. Simulador de cuello IRD, tiroides con fuente de referencia certificada y medición con detector de contaminación superficial

Se calculó la eficiencia E_{ff} del monitor para la detección de ^{131}I en la tiroides de acuerdo a la expresión 1 [2]:

$$E_{ff} = \frac{M_{net}}{A_{ref} \times f_1} \quad (1)$$

Donde M_{net} es la tasa de conteo neta de la fuente de referencia, A_{ref} es la actividad de la fuente de referencia al momento de la medición y f_1 es el factor de corrección que toma en cuenta las diferencias de las emisiones fotónicas entre el ^{133}Ba y el ^{131}I [2]. En caso de calibrar con fuente de ^{131}I , f_1 toma el valor de 1.

Se estimó el límite de detección de cada instrumento como se muestra en la siguiente expresión [3]:

$$LD = \frac{2 \times t_{1-\alpha, n} \times S_0}{E_{ff}} \quad (2)$$

Donde S_0 es la desviación estándar del fondo y $t_{1-\alpha, n}$ es el factor de Student para una probabilidad α y n grados de libertad.

3. EVALUACIÓN DE LA RESPUESTA DE LOS DETECTORES EN EL MONITOREO INDIVIDUAL DE LOS TRABAJADORES

Se evalúa la capacidad de detección de cada instrumento en un monitoreo individual de rutina por exposición interna a ^{131}I . Para esto, dada una medición en tiroides coincidente con el límite de detección de los instrumentos calibrados, se estimó la dosis efectiva comprometida $E(50)$ en tres situaciones:

- I) Medición registrada en un monitoreo rutinario con un intervalo de medición de 14 días, suponiendo que la incorporación ocurre vía inhalación a mitad del período (día 7).
- II) Debida a una incorporación a la mitad de un monitoreo de rutina de 7 días.
- III) Medición un día después de ocurrida la incorporación vía inhalación.

La $E(50)$ se calcula como:

$$E(50) = e_{inh}(50) \times \frac{LD}{m(t)} \quad (3)$$

Donde $e_{inh}(50)$ es el coeficiente de dosis efectiva comprometida por inhalación de ^{131}I tipo vapor, LD es el límite de detección del instrumento y $m(t)$ es la fracción de retención de ^{131}I en tiroides un tiempo t después de la incorporación [4].

4. RESULTADOS

A continuación (tabla 2) se presentan las eficiencias y límites obtenidos para cada detector. Se destaca la respuesta del detector de centelleo plástico 3"×3" (C), el cual presenta una buena eficiencia y el menor límite de detección para ^{131}I .

Tabla 2. Mediciones de fondo, factores de calibración en eficiencia y límites de detección (LD) obtenidos para cada detector

Monitor	Fondo	SD ¹ Fondo	E _{ff}	SU ² E _{ff}	LD (kBq de ^{131}I)
A	121 s ⁻¹	6%	2.43 s ⁻¹ kBq ⁻¹	3%	11
B	0.10 μSv h ⁻¹	54%	0.021 μSv h ⁻¹ kBq ⁻¹	3%	9
C	0.089 μSv h ⁻¹	3%	0.015 μSv h ⁻¹ kBq ⁻¹	4%	1
D	50 min ⁻¹	22%	10.31 min ⁻¹ kBq ⁻¹	4%	4
E	0.045 s ⁻¹	32%	0.04 s ⁻¹ kBq ⁻¹	3%	2

¹SD: Desviación Estándar

²SU: Incertidumbre Estándar

En la tabla 3 se presentan las dosis efectivas comprometidas mínimas E(50)_{min} que se pueden evaluar con los diferentes detectores de superficie analizados para los tres esquemas de monitoreo rutinario propuestos.

Tabla 3. Dosis efectiva comprometida mínima que se puede evaluar con los instrumentos calibrados para tres casos: I) Debida a una incorporación a la mitad de un monitoreo de rutina de 14 días. II) Debida a una incorporación a la mitad de un monitoreo de rutina de 7 días. III) Debido a una incorporación a ocurrida un día antes de la medición en un monitoreo de rutina.

Monitor	A _{med} (kBq)	E(50) _{min} (mSv)		
		caso I	caso II	caso III
A	11	1,5	1,1	0,9
B	9	1,3	0,9	0,8
C	1	0,1	0,06	0,05
D	4	0,6	0,4	0,3
E	2	0,3	0,2	0,2

Con todos los detectores analizados se pueden detectar dosis menores a 1 mSv si la frecuencia de monitoreo es diaria. Los detectores C, D y E también podrían implementarse en programas de vigilancia con frecuencias de monitoreo menores (cada 7 ó 14 días), ya que se sigue garantizando que dosis menores a 1 mSv pueden ser detectadas.

5. CONCLUSIONES

Aunque con ninguno de los monitores de contaminación superficial analizados es posible garantizar que una dosis menor o igual a 1 mSv anual sea detectada, el monitoreo diario con los

detectores de contaminación superficial disponibles en los Servicios de Medicina Nuclear es factible de implementar y asegura la detección de incorporaciones significativas de ^{131}I .

El monitoreo con los detectores de contaminación superficial puede ser implementado por el propio personal de los Servicios de Medicina Nuclear y contribuye de esta forma no solo al control de la exposición interna, sino que, la participación efectiva del personal en el proceso de monitoreo podría crear una real concientización del riesgo y una mejora en la cultura de la seguridad relacionada con la manipulación del ^{131}I .

La implementación del procedimiento propuesto permite un monitoreo aceptable de la exposición interna al ^{131}I teniendo en cuenta consideraciones prácticas y económicas, y posibilitaría obtener un primer mapeo de las exposiciones internas de los trabajadores de medicina nuclear.

REFERENCIAS

- [1] IAEA Safety Standards Series. Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides. Safety Guide No RS-G- 1.2.
- [2] C. Bailat, T. Buchillier, S. Baechler and F. Bochud. Calibration of surface contamination monitors for the detection of Iodine incorporation in the thyroid gland. Radiation Protection Dosimetry, 144: 505–509 (2011).
- [3] OAA-DC-LE-05 Versión: 2. Guía para Validación de Métodos de Ensayo.
- [4] International Commission on Radiological Protection. Individual monitoring for internal exposure of workers. ICRP Publication 78. Ann. ICRP 27 (3/4) Pergamon Press (1997).

Biodosimetría para sobreexposiciones con altas dosis, utilizando condensación prematura de cromosomas (PCC) químicamente inducida

**Radl, A.; Taja, M.R.; Sapienza, C.E.; Bubniak, R.;
Deminge, M. y Di Giorgio, M.**

BIODOSIMETRÍA PARA SOBREEXPOSICIONES CON ALTAS DOSIS, UTILIZANDO CONDENSACIÓN PREMATURA DE CROMOSOMAS (PCC) QUÍMICAMENTE INDUCIDA

Radl, A.; Taja, M.R.; Sapienza, C.E.; Bubniak, R.; Deminge, M. y Di Giorgio, M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

aradl@arn.gob.ar

RESUMEN

Se ha observado que las víctimas de sobreexposiciones accidentales a altas dosis muestran mejores posibilidades de supervivencia si reciben un tratamiento médico temprano. El presente trabajo tiene como objetivo describir la metodología que se llevó a cabo en el Laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, para la implementación de la técnica de Condensación Prematura de Cromosomas (PCC) químicamente inducida, a fin de evaluar escenarios de sobreexposición a altas dosis de radiación, en donde la dosimetría biológica convencional mediante el análisis de dicéntricos y anillos presenta limitaciones.

Con la finalidad de incorporar el método de PCC como técnica de rutina del LDB se establecieron las condiciones de cultivo, los criterios de análisis y el recuento de PCC-ring en las distintas etapas del ciclo celular. Para ello, se realizaron diferentes actividades en el marco de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica (LBDNet): a) Intercomparación de Imágenes PCC-r (Año 2010), b) Intercomparación de PCC-r en láminas portaobjetos (Año 2010), c) Intercomparación de Imágenes PCC-r (Año 2012). Todas estas actividades aportaron conocimiento y las herramientas necesarias para confeccionar una Curva de Calibración dosis/respuesta en el rango de 0-20 Gy para esta metodología, que actualmente se encuentra en desarrollo.

La armonización de la técnica, los criterios de recuento y una Curva de Calibración dosis/respuesta conjunta para esta técnica, permitirá a la Región la cooperación mutua en la respuesta biodosimétrica en casos de sobreexposiciones accidentales a altas dosis.

1. INTRODUCCIÓN

El análisis de las aberraciones cromosómicas inestables (dicéntricos y anillos céntricos), en cultivos de linfocitos de sangre periférica se ha utilizado en la dosimetría biológica en casos de exposición accidental por más de tres décadas. Esta técnica se ha convertido en un procedimiento de rutina en el ámbito de protección radiológica, complementándose con las estimaciones dosimétricas realizadas por métodos físicos (Sreedevi Balakrishnan, et ál. 2010).

Se ha observado que las víctimas de sobreexposiciones accidentales a altas dosis muestran mejores posibilidades de supervivencia si reciben un tratamiento médico temprano. Es por ello que estas exposiciones requieren una rápida estimación dosimétrica a fin de proporcionar al médico los datos necesarios para la selección del tratamiento más adecuado. En estos casos, es técnicamente posible utilizar parámetros hematológicos tales como el recuento de linfocitos, granulocitos, neutrófilos y plaquetas para evaluar rápidamente a los pacientes. Sin embargo, se

ha observado que en las víctimas severamente irradiadas en el accidente de Chernobyl, la hematología proveyó una estimación de dosis menos exacta que la dosimetría biológica (Baranov, et ál. 1989). La dosimetría biológica se realiza generalmente analizando dicéntricos y / o translocaciones en primera mitosis a partir de cultivos de linfocitos estimulados *in vitro* a proliferación mitótica con fitohemaglutinina durante un tiempo de cultivo de alrededor de 48 horas. Las limitaciones de estos ensayos a dosis mayores a 5 Gy son: a) linfopenia debida a la muerte celular, b) detención radioinducida del ciclo celular y c) saturación de la producción de dicéntricos. La consecuencia de estas limitaciones es un índice mitótico bajo, es decir un número de metafases insuficientes para tener un resultado estadísticamente significativo.

Se denomina condensación prematura de cromosomas (PCC) a las técnicas que promueven la condensación cromatínica previamente a la primera mitosis. La técnica de PCC es un método biodosimétrico rápido y sencillo, que permite discriminar entre exposiciones parciales y a cuerpo entero.

Convencionalmente, PCC es inducida por la fusión entre células en interfase (linfocitos de sangre periférica) y células mitóticas CHO (células de ovario de hamster chino), mediada por virus Sendai o polietilenglicol (PEG) (Johnson y Rao, 1970), permitiendo la difusión de factores promotores de la mitosis sobre la cromatina interfásica. Sin embargo el método de fusión celular es técnicamente dificultoso y laborioso y el rendimiento de PCC es frecuentemente muy bajo. Por lo tanto, han sido probados procedimientos alternativos más simples, rápidos y de mayor rendimiento, que permiten la inducción química de células PCC mediante el uso de inhibidores específicos de la protein-fosfatasa, como el ácido okadaico y la calyculina A. La mayor parte de estos métodos de inducción química requieren que las células se encuentren ciclando en el cultivo.

Dentro de los métodos de inducción química, se destacan el método de PCC RICA (Rapid Interphase Chromosome Assay) y el método de PCC-ring. El LDB seleccionó para el uso biodosimétrico a altas dosis la técnica de PCC-r, debido a que es de fácil implementación, susceptible a automatización y de bajo costo.

La estimación de la dosis se lleva a cabo a través del recuento de como mínimo 100 anillos PCC o 500 células PCC. Posteriormente se evalúan las frecuencias de anillos PCC, considerando la frecuencia como la relación entre la cantidad de anillos contados y la cantidad de células observadas. A partir de una curva de calibración se relaciona la frecuencia con la dosis a cuerpo entero.

Recientemente Lamadrid et ál. han demostrado el uso de esta técnica para la confección de una curva dosis-efecto hasta 25 Gy de radiación gamma y 10 Gy de neutrones.

De acuerdo con las directrices del OIEA, cada laboratorio de dosimetría biológica debería contar con su propia curva de calibración. Sin embargo, esto resulta dificultoso para laboratorios con escaso número de personal por la demanda de tiempo de trabajo involucrada. Una forma de superar estas dificultades es realizar curvas de calibración conjuntas entre laboratorios que operan en Red. Para ello es necesario establecer protocolos armonizados y unificar los criterios de recuento para que todos los países de la Región puedan contar con una curva armonizada para ser utilizada en casos de sobreexposición accidental a altas dosis.

2. METODOLOGÍA

2.1. Puesta a punto de la técnica de PCC-r en el LDB de Argentina a fin contar con un protocolo reproducible que pueda ser utilizado por todos los laboratorios de la Red.

*Comparación de resultados utilizando como agente inductor de PCC, ácido okadaico y calyculina A en linfocitos de sangre periférica irradiados:

En los cultivos de linfocitos en los cuales se incorporó Calyculina A, la morfología de las células PCC resultó ser la apropiada para la observación al microscopio óptico, facilitando el recuento de las mismas y permitiéndose distinguir los anillos PCCs de manera clara. Por el contrario la utilización del ácido okadaico resultó en una producción de células PCCs de menor calidad, los fragmentos PCCs se encontraban más condensados y más cortos, dificultando la lectura y así mismo el recuento de los anillos (Figura 1).

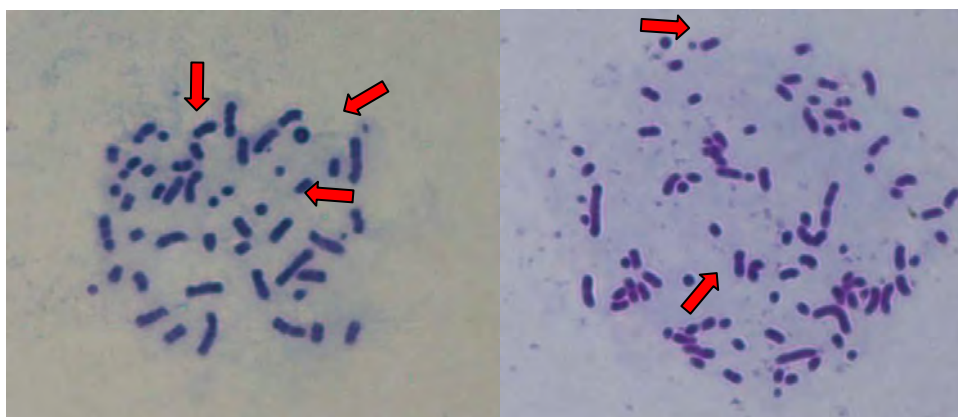


Figura 1: Microfotografía izquierda: M PCC con 3 anillos (flechas rojas) después de la exposición a 10 Gy ^{60}Co con Calyculina A. Microfotografía derecha: G2 PCC con 2 anillos (flechas rojas) después de la exposición a 10 Gy ^{60}Co con Ácido Okadaico.

El LDB de Argentina optó por el uso de la calyculina A como agente inductor de la condensación prematura de cromosomas teniendo en cuenta los resultados obtenidos en los ensayos llevados a cabo. Asimismo el bajo costo del reactivo y el rendimiento del mismo comparado con el uso del ácido okadaico, permite a otros laboratorios de la Red reproducir la técnica de PCC-r con la finalidad de trabajar de manera coordinada y de forma cooperativa en caso de ocurrir un accidente con altas dosis de radiación.

2.2. Armonización del procedimiento para llevar a cabo la técnica de PCC químicamente inducida en cada uno de los laboratorios de la Región Latinoamericana, incluyendo los criterios de recuento de células PCC y el cálculo del índice PCC.

Durante la Reunión de la LBDNet, efectuada en Lima-Perú, entre los días 23-27 de noviembre de 2009, se establecieron las condiciones estándar de cultivo a fin de armonizar los criterios con respecto a la técnica. Las mismas fueron las siguientes:

- a. Partir de una muestra de sangre entera (~500 μl)
- b. Realizar un cultivo de linfocitos de 48 h a 37°C (con CO_2 al 5%) utilizando los siguientes reactivos:
 - Medio de Cultivo RPMI 1640 Gibco suplementado con 1-1,5% de L-glutamina (~4 ml)
 - Suero Bovino Fetal Certificado Gibco (20% - 25%)
 - Fitoheماغlutinina M Gibco (3%)
 - Colcemida Gibco, añadida a las 24 h de iniciado el cultivo (40 ng/ml)
- c. A las 46,5 h de iniciado el cultivo, colocar una solución 50 nM de Calyculina A.

Para el cálculo del índice PCC (a partir de 500 células) se consensuó la aplicación de la siguiente formula (1) (Kanda et ál., 1999) (Figura 1):

$$\text{Índice PCC} = \frac{\text{Nº de células PCC (fases G1+S+G2+M+A)}}{(\text{Nº de células PCC} + \text{Nº de núcleos celulares estimulados})} \times 100 \quad (1)$$

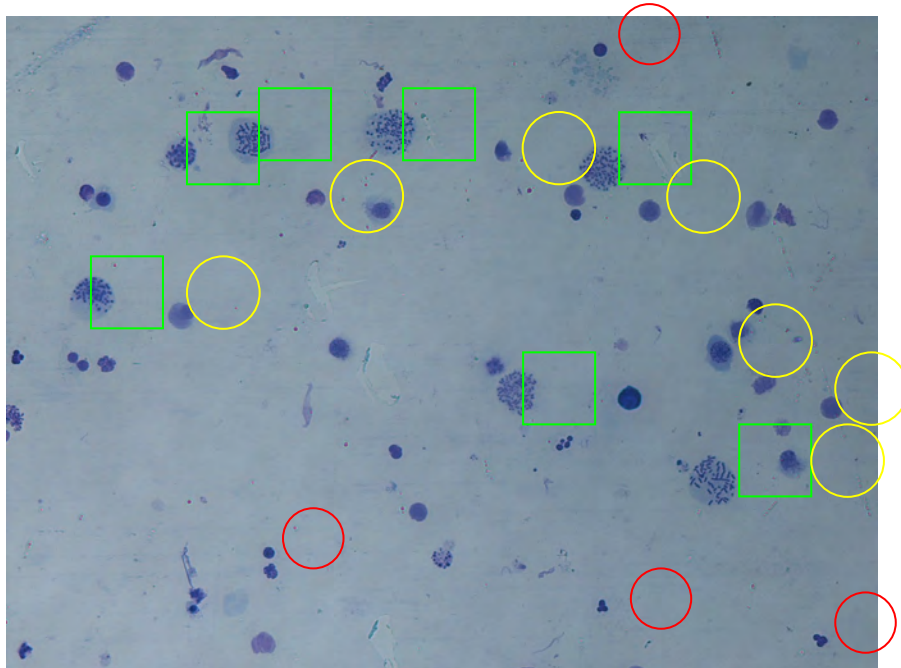


Figura 1: Microfotografía de campo de análisis para el cálculo del índice PCC

Referencias:

- Recuadros verdes: células PCC en distintas fases del ciclo celular.
- Círculos amarillos: Núcleos estimulados, se aceptan.
- Círculos Rojos: Núcleos no estimulados, no se aceptan.

2.3. Realización de una intercomparación de imágenes para la técnica de PCC-r en el marco de la LBDNet, a fin de unificar los criterios de recuento (Año 2010).

El LDB de Argentina y Cuba, proporcionaron la galería de imágenes para llevar a cabo dicha intercomparación. Este ejercicio permitió establecer los criterios unificados para el recuento de células PCC.

Dichos criterios se detallan en las Tablas 1 y 2:

Tabla 1. Criterios para reconocer las distintas fases del ciclo celular

Fase	Estructura del cromosoma		
	No de elementos	No de cromátidas	Separación entre cromátidas
G1	46	1	No hay
G2	46	2	Juntas Ligeramente separadas Totalmente separadas (No se distingue centrómero)
G2	Alrededor de 92	2	Juntas Ligeramente separadas Totalmente separadas (No se distingue centrómero)
M	46	2	Unidas por el centrómero
A	Alrededor de 92	2	Totalmente separadas formando ángulo a partir del centrómero > <, < >

Tabla 2. Criterios para el recuento de los anillos en función de la fase del ciclo celular

Fase	Criterio	Ejemplo	
		Se observa	Se cuenta
G1	Un anillo formado se observa como un solo anillo	1	1
G2 46 piezas	Dos anillos	2	2
	Un anillo grande (Moebius)	1	1
	Un anillo pequeño	1	1
G2 92 piezas	Dos anillos	2	1
	Un anillo grande (Moebius)	1	1
	Un anillo pequeño	1	1
M	Un solo anillo con centrómero	1	1
	Un solo anillo sin centrómero	1	1
	Un anillo en forma de 8 (unido por el centrómero)	1	1
	Dos anillos idénticos sin centrómeros	2	1
A	Se siguen los mismos criterios que en G2 (92 piezas)		

2.4. Realización de una intercomparación de PCC-r en láminas e imágenes durante el período 2010-2012, para el análisis de la frecuencia de anillos en linfocitos humanos expuestos a dos puntos de dosis (radiación gamma), en el marco de la LBDNet.

El ejercicio consistió en:

- Irradiación de dos muestras de sangre venosa periférica en dos puntos de dosis (DI y DII - ^{60}Co) en el Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones-Cuba (CPHR).
- Procesamiento de las muestras en el laboratorio del CPHR.
- Envío de las láminas al LDB de Argentina para su distribución a la Red.

Puntos que se evaluaron:

- Reconocimiento de las células PCC en cada fase del ciclo celular.
- Reconocimiento de las aberraciones cromosómicas (anillos) con luz en su interior y posibles anillos sin luz en su interior con un diámetro superior al ancho de la cromátida.
- Cálculo de la frecuencia PCC a partir del análisis de 100 anillos ó 500 células (valor que se alcance primero)
- Cálculo del índice PCC (según el criterio de Kanda et ál., 1999) para la DI y DII, a partir de 500 células analizadas.

Resultados:

Los resultados fueron evaluados teniendo en cuenta el siguiente criterio de aceptación:

DI (dosis física)= 4,5 Gy $\pm$ un error del 20%.

DII (dosis física)= 9 Gy $\pm$ un error del 20%.

El estadístico de desempeño aplicado en el análisis de los resultados del LDB de Argentina se describe por la siguiente formula (2):

$$D_{\%} = \frac{|x - X|}{X} \cdot 100 \quad (2)$$

A continuación se resumen los resultados de las intercomparaciones mencionadas anteriormente:

- Ejercicio de intercomparación realizado sobre láminas:

DI (estimada por el LDB)= 4,57 Gy

D_%= 1,53%

DII (estimada por el LDB)= 9,96 Gy

D_%= 10,66%

- Ejercicio de intercomparación realizado sobre imágenes:

DI (estimada por el LDB)= 3,37 Gy

D_%= 25,11%

DII (estimada por el LDB)= 8,53 Gy

D_%= 5,22%

Los resultados del LDB de Argentina fueron satisfactorios tanto para la intercomparación de láminas como para la de imágenes, excepto para la DI (imágenes) donde se observa una ligera subestimación de la dosis. Los resultados más favorables fueron los obtenidos en la intercomparación realizada sobre láminas. Esto indica que el análisis de los anillos bajo microscopio óptico es más preciso que el análisis de los mismos en imágenes digitales, ya que, las mayores discrepancias se encuentran al momento del recuento de los anillos sin luz, los cuales al microscopio óptico resultan más fáciles de distinguir.

- 2.5. Organización por parte del LDB de Argentina durante el año 2012 de un ejercicio interlaboratorio para la construcción de una curva de calibración *in vitro* para la técnica de PCC, a fin de fortalecer la capacidad de respuesta en situaciones accidentales que involucren altas dosis de radiación y requieran la activación de mecanismos de asistencia mutua.

Para este fin se realizaron las irradiaciones de muestras de sangre *in vitro* en el Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), con una fuente de ⁶⁰Co (tasa de dosis: 0,5 Gy/min), en aire, en condiciones de equilibrio electrónico. Las dosis administradas a las muestras fueron: 0 Gy, 5 Gy, 7 Gy, 10 Gy, 15 Gy y 20 Gy. Se llevaron a cabo los cultivos celulares de dichas muestras y se distribuyeron entre los países de la Región en la “Reunión Regional Sobre Actualización de Protocolos de Laboratorio, Ejercicios de Intercomparación y Normativa (LBDNet) Santiago de Chile, 4 al 8 de junio de 2012.

Los resultados del análisis de las muestras serán procesados en Marzo de 2013. Esto permitirá contar con una curva de calibración para la técnica de PCC-r que podrá ser utilizada por todos los Laboratorios de la Red en caso de situaciones accidentales con altas dosis de radiación.

3. CONCLUSIONES

Las actividades llevadas a cabo durante el período 2009-2012 permitieron:

- Generar los criterios de análisis y recuento de anillos en las distintas etapas del ciclo celular, así como también los criterios de aceptación y rechazo de cada una de las células analizadas para todos los laboratorios de la Región.
- La posibilidad de analizar imágenes PCC-r, lo cual generó una nueva herramienta que proporcionará una rápida y eficiente estimación dosimétrica, evitando el transporte y manipulación de muestras biológicas.
- Iniciar las actividades para la construcción de una curva de calibración *in vitro* para la técnica de PCC-r, para situaciones accidentales que involucren altas dosis de radiación y requieran la activación de mecanismos de asistencia mutua.

Los resultados obtenidos y el desarrollo de una curva de calibración *in vitro* permitirán la incorporación del ensayo de PCC-r como técnica de rutina en el LDB de Argentina.

Así mismo, a través de la técnica de PCC-r se pueden realizar diversos estudios ampliando los conocimientos respecto a:

- Heterogeneidad de la dosis.
- Comparación de la frecuencia de dicéntricos respecto a los PCC -r
- El impacto de la tasa de dosis y otras calidades de radiaciones.

Por sus características de fácil implementación, susceptibilidad de automatización, y simplicidad en cuanto al equipamiento requerido (dado que se utiliza el mismo que para el ensayo de citogenética convencional), indican que la técnica de PCC-r, muestra una relación costo-beneficio favorable para ser aplicada como herramienta biodosimétrica en las redes de cooperación mutua.

AGRADECIMIENTOS

El Laboratorio de Dosimetría Biológica de la Argentina agradece a los miembros de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica (LBDNet) en el marco del proyecto OIEA-RLA/9/074, por su activa participación y cooperación. Además, hace extensivo este agradecimiento al Centro Regional de Referencia para Dosimetría de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) por su colaboración con las irradiaciones realizadas.

REFERENCIAS

1. Sreedevi Balakrishnan, Kapil Shirsath, Nagesh Bhat, Kshiti Anjaria. 2010. "Biodosimetry for high dose accidental exposures by drug induced premature chromosome condensation (PCC) assay", *Mutat. Res.* 699: 11-16.
2. Johnson, R.T; Rao, P.N. 1970. "Mammalian Cell Fusion: Induction of Premature Chromosome Condensation in Interphase Nuclei", *Nature.* 226, 717 - 722
3. Lamadrid AI, García O, Delbos M, Voisin P, ROY L. 2007. "PCC-ring Induction in Human Lymphocytes Exposed to Gamma and Neutron Irradiation", *J. Radiat. Res.*, 48, 1-6.
4. Kanda, R., Hayata, I., Lloyd, D.C.1999. "Technical Report. Easy biodosimetry for high-dose radiation exposures using drug-induced, prematurely condensed chromosomes", *Int. J. Radiat. Biol.*; 75(4):441-446.

Terapia con microesferas de ^{90}Y : protección radiológica en nuevas terapias médicas

Rojo, A.M. y Puerta, N.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013

TERAPIA CON MICROESFERAS DE ^{90}Y : PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN NUEVAS TERAPIAS MÉDICAS

Rojo, A.M. y Puerta, N.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

arojo@arn.gob.ar

RESUMEN

El cáncer primario de hígado es uno de los más frecuentes en el mundo y con una baja tasa de curación. La radioembolización utilizando esferas con ^{90}Y , se propone como un tratamiento promisorio de esta patología y consiste en la aplicación vascular percutánea de partículas del tamaño del orden de micrones marcadas con radioisótopos. Entre las ventajas de esta técnica se encuentran la de permitir administrar altas dosis de radiación a pequeños volúmenes con una relativa baja toxicidad, brindar la posibilidad de tratar todo el hígado incluyendo tumores microscópicos y por último, la factibilidad de combinarla con otras terapias. La protección radiológica en nuevas terapias médicas requiere de la justificación y optimización, como requisitos para su implementación. La aplicación del principio de optimización en el marco de la protección del paciente debe asegurar que la dosis al tejido sano sea la mínima que pueda razonablemente alcanzarse compatible con la dosis de tratamiento requerida. En la terapia con microesferas de ^{90}Y esta optimización se aplica a la actividad de ^{90}Y que se administra al paciente, y para su estimación se postulan varios métodos. En este trabajo se analizan comparativamente estos métodos, se describen los principios físicos, las ecuaciones y las limitaciones de cada uno. Finalmente, se concluye que el método óptimo a implementar para la evaluación de la actividad de ^{90}Y a administrar debe basarse en un modelo dosimétrico voxelizado específico para cada paciente, sin embargo, el método particional puede ser una buena alternativa si no se dispone de las herramientas para aplicar el método voxelizado.

1. INTRODUCCIÓN

El cáncer primario de hígado es uno de los más frecuentes en el mundo y con una baja tasa de curación. Por lo tanto, la radioembolización utilizando esferas con ^{90}Y , se propone como un tratamiento promisorio de esta patología y consiste en la de aplicación vascular percutánea de partículas del tamaño del orden de micrones marcadas con radioisótopos. Entre las ventajas de esta técnica se encuentran la de permitir administrar altas dosis de radiación a pequeños volúmenes con una relativa baja toxicidad, brindar la posibilidad de tratar todo el hígado incluyendo tumores microscópicos y por último, la factibilidad de combinarla con otras terapias. La administración de las microesferas de ^{90}Y , a través de un catéter colocado en la arteria hepática, permite liberar selectivamente dosis terapéuticas de radiación a tumores malignos dentro del hígado. Esto es debido a la diferencia entre la irrigación del tejido sano y el tumor, ya que la irrigación sanguínea al tejido normal del hígado proviene mayoritariamente de la vena porta, mientras que la de los tumores hepáticos proviene mayoritariamente de la arteria hepática [1].

Si bien se desarrolló la técnica en los años 90, recientemente se propagó su uso luego de su aprobación y registro como dispositivo médico (Medical Device) por la FDA. Comercialmente se presenta en dos versiones, en un caso el ^{90}Y está unido a resinas (SIR-Spheres, Sirtex Medical, Lane Cove, Australia) y en el otro, está embebido en una matriz de vidrio (TheraSphere, MDS Nordon, Kanata, ON, Canadá). El uso de microesferas de ^{90}Y en el tratamiento de tumores no resecables en el hígado ha demostrado gran efectividad antitumoral en un gran número de pacientes tratados en varios países del mundo [1].

Se ha reportado que el procedimiento con microesferas permite la entrega de una dosis de al menos 100 Gy a los tumores, sin presentar toxicidad hepática significativa. Una dosis de 120 Gy se cree que es la dosis tumoricida, que es mucho mayor que la dosis de tolerancia del hígado de 35 Gy reportada históricamente para el caso de irradiación a todo el hígado por radioterapia externa en fracciones de 1,8 Gy / d [1].

Para calcular la dosis absorbida dentro de cada región se postulan varios modelos que se analizan en este trabajo. El consenso indica que el cálculo de la dosis absorbida en el tumor y en el tejido normal del hígado se realice sobre la base de estudios previos con microagregados de albúmina marcadas con ^{99m}Tc (^{99m}Tc -MAA) y de tomografía computarizada (CT) en cada paciente. El estudio con ^{99m}Tc -MAA, se basa en la inyección de este fármaco en las mismas condiciones que el planeado para el tratamiento con ^{90}Y unido a microesferas y por lo tanto permite inferir a partir de imágenes SPECT la biodistribución de actividad que seguirían las microesferas de ^{90}Y . Es de destacar que en esta terapia el criterio más importante de inclusión de un paciente en el tratamiento tiene que ver con la posible dosis en el pulmón, que puede producirse por derivación de la actividad inyectada y que debe evaluarse, con este estudio previo, para minimizarla.

Este trabajo fue realizado en el marco del apoyo científico técnico al accionar regulatorio, que en el caso particular de las terapias metabólicas requiere del estudio inicial del estado del arte a nivel internacional para luego poder pasar a la etapa de definición de los requerimientos regulatorios específicos.

2. MODELOS PARA EL CÁLCULO DE LA ACTIVIDAD A ADMINISTRAR

2.1. Métodos empíricos propuestos por SIR-Sphere

2.1.1. Método empírico basado en la extensión del tumor:

Este es el primer método propuesto por SIR-Sphere, y se basa en la administración de una actividad estándar dada por la extensión del tumor, modificada por el factor, LSM, que considera la fracción de la actividad que se deriva (shunt) a los pulmones, (determinada con un estudio previo con ^{99m}Tc -MAA) y por otro factor, LPM, que contempla que proporción del hígado es irradiada. No toma en cuenta la irradiación que se produce en el tejido normal ni la captación del tumor. La mínima actividad administrada es 2 GBq, la cual es significativamente elevada. [2]

En la siguiente Tabla se dan los valores de los factores LSM y LPM mencionados.

Grado de afectación del hígado	Dosis estándar de ^{90}Y (GBq)
> 50 %	3
25 % - 50 %	2,5
< 25 %	2
Derivación pulmonar	Factor para derivación pulmonar: LSM
< 10 %	1,0
10 % - 15 %	0,8
15 % - 20 %	0,6
> 20 %	No proceder
Parte del hígado afectada	Factor para afectación del hígado: LPM
Todo el hígado	1,0
Sólo el lóbulo derecho	0,7
Sólo el lóbulo izquierdo	0,3

Factores para determinar la actividad de SIR-Spheres a ser administrada usando el método empírico [4], [5]

En la ecuación 1 se detalla cómo determinar la actividad prescrita por el método empírico.

$$A [GBq] = \text{Actividad en hígado afectado} \times LSM \times LPM \quad (1)$$

Este método actualmente no es recomendable por no considerar parámetros de biodistribución específicos del paciente

2.1.2 Método empírico basado en la superficie corporal - Body Surface Area (BSA):

Este Método empírico propuesto por SIR-Sphere se basa en calcular el BSA del paciente:

$$BSA = 0.20247 \times altura^{0.725} \times peso^{0.425} \quad (2)$$

para luego calcular la actividad que debe ser administrada al paciente como:

$$A (GBq) = (BSA - 0.2) + \frac{\text{volumen del tumor}}{\text{volumen total del hígado}} \quad (3)$$

Si bien este método tampoco considera parámetros de biodistribución específicos del paciente es el método más simple utilizado que ajusta la actividad a inyectar de acuerdo al peso y altura del paciente.

2.2 Métodos de cálculo dosimétricos:

2.2.1. Método MIRD No Compartmental Macrodosimétrico: Es el método dosimétrico propuesto por Therasphere. Asume, las hipótesis del Medical Internal Radiation Dosimetry (MIRD), es decir que considera que la energía impartida es uniformemente depositada en la región de estudio para el cálculo de la dosis absorbida. Permite obtener la dosis absorbida promedio en la región de estudio (hígado entero, lóbulo del hígado, segmento del hígado, pulmón) basada en la expresión general MIRD:

$$D = \frac{k(E) A_0}{m} \int_0^{\infty} e^{-\ln(2)t/T_{1/2}} dt = k \frac{A_0}{m} (E) \frac{T_{1/2}}{\ln(2)}$$

que agrupando parámetros y asignando los factores de conversión resulta:

$$D_{region} [Gy] = 50 \frac{\text{Actividad neta incorporada } A [GBq]}{m_{region} [kg]} \quad (4)$$

En la ecuación 4, la dosis absorbida en la región u órgano está dada por la actividad neta incorporada en el órgano y la masa de la región considerada. La principal ventaja de este método es que la actividad neta que debe incorporar el órgano se obtiene mediante esta ecuación, ya que la masa de la región puede ser determinada mediante un estudio CT y la dosis en esta región la propone el médico. Therasphere intenta que la dosis en el lóbulo sea 80-120 Gy, y en pulmón menor a 25 Gy.

A partir de la actividad neta incorporada en el hígado A_{liver} es posible conocer la actividad a ser administrada, la cual se da en términos de la actividad certificada de las microesferas al momento de su calibración A_0 . La A_0 debe ser corregida por el decaimiento físico al tiempo real de la inyección, por el Shunt Pulmonar (LSF) y por la actividad residual R que queda en el vial después de la administración.

$$A_{higado} = A_0 e^{-\ln 2 \frac{(t-t_0)}{64.2}} \times (1-LSF) \times (1-R) \quad (5)$$

Donde LFS se calcula mediante el estudio con el ^{99m}Tc -MAA como la relación entre las cuentas totales en el pulmón y la suma de las cuentas entre el hígado y el pulmón:

$$LSF = \frac{C_{pulmon}}{C_{pulmon} + C_{higado}} \quad (6)$$

Se recomienda que las cuentas en cada órgano sean obtenidas usando la media geométrica de las cuentas de las imágenes anterior (AP) y posterior (PA), corregidas al menos por atenuación [2].

La dosis en pulmón puede ser hallada empleando la ecuación 4. La masa del pulmón puede tomar el valor de 1 kg y la actividad incorporada en el pulmón se calcula como:

$$A_{pulmón} = A_0 e^{-\ln 2 \frac{(t-t_0)}{64.2}} \times LSF \times (1-R) \quad (7)$$

Las desventajas que presenta este método son la imposibilidad de evaluar la dosis en el tumor, la sobreestimación de la dosis en el tejido normal, y la hipótesis de uniformidad de la dosis. Además, no aplica para regiones de estudio con masas menores a 20 g [3].

2.2.2. Método MIRD Compartimental Macrodosimétrico o Modelo Particional: Es el propuesto por SIRSphere y aplica a las dos clases de esferas. La dosis en el tejido no tumoral (TNT) (hígado) está dada por la ecuación 8, siendo la captación de éste, dependiente de la relación entre la actividad en el tumor y en el tejido no tumoral que surge de imágenes CT y SPECT. Del mismo modo que en el método no compartimental, de acuerdo a la dosis tumorocida fijada por el médico, se despeja la actividad neta incorporada en el hígado, que permitirá conocer la dosis en el hígado además de la actividad de microesferas a ser administradas

$$D_{higado} [Gy] = \frac{50 \times A_{higado} [GBq] \times \text{fracción de captación}_{higado}}{m_{higado} [kg]} \quad (8)$$

$$D_{tumor} [Gy] = \frac{50 \times A_{higado} [GBq] \times \text{fracción de captación}_{tumor}}{m_{tumor} [kg]} \quad (9)$$

Y las captaciones en tejido sano y tumor se definen como:

$$\text{fracción de captación}_{higado} = \left[\frac{m_{higado}}{TNT \times m_{tumor} + m_{higado}} \right] \quad (10)$$

$$\text{fracción de captación}_{tumor} = \left[\frac{m_{tumor}}{TNT \times m_{tumor} + m_{higado}} \right] \quad (11)$$

Si se planea que la actividad sea administrada a un lóbulo específico o segmento del hígado, se debe intercambiar las masas m_{higado} por m_{lobulo} ó $m_{segmento}$ según sea el caso.

Los volúmenes de hígado y tumor, relación tumor/no tumor y el porcentaje de actividad derivada (shunt) al pulmón deben ser determinadas.

2.2.3. Método voxelizado (Voxel S Values) VSVs

Se considera que este es el método óptimo, sin embargo presenta la desventaja de necesitar un tiempo computacional significativo. En la dosimetría voxelizada, se definen

los voxel (volumen de pixel) blanco (V_B) y los voxel fuente (V_F) a partir de una imagen SPECT o PET y se calcula la dosis en cada voxel.

En el método VSV para dado un voxel blanco, la dosis promedio absorbida es la suma de las contribuciones de todos los N voxels:

$$\bar{D}_{(voxel\ B)} = \sum_{S=0}^{N=1} \tilde{A}_{voxel\ F} \times S (voxel_B - voxel_F) \quad (12)$$

Esta ecuación se puede solucionar como una convolución discreta usando una transformada de Hartley. La matriz de VSV, calculada por código Monte Carlo (MC) para un dado radionucleido y unas dadas dimensiones de voxel, se utiliza como el kernel para convolucionar el mapa actividad acumulada y obtener la dosis absorbida promedio en cada voxel. Los factores S para diferentes dimensiones de voxel pueden ser obtenidos en el sitio web http://www.medphys.it/down_svoxel.htm.

Se ha reportado los resultados de un estudio de simulación de un tumor de 150 g, suponiendo un hígado de 2 Kg y una actividad administrada de 3 GBq de ^{90}Y y demostraron consistencia entre el modelo particional y el VSV [2]. Estas evidencias, podrían indicar que el método particional puede ser una buena alternativa si no se dispone de los métodos voxelizados.

3. CONCLUSIONES

El objetivo principal de estos métodos, tanto de los dosimétricos como el de los empíricos es hallar la actividad a inyectar al paciente que, a criterio del médico, dará la mejor respuesta terapéutica del tumor hepático. Esta actividad se determina a partir de la dosis absorbida a alcanzar en el tumor hepático, que, en el caso de aplicar un método dosimétrico, la fija el médico, mientras que en el caso del método BSA, la actividad a administrar se obtiene a partir de la relación de los volúmenes tumor/hígado teniendo en cuenta el peso y altura del paciente.

Las fortalezas y limitaciones de cada uno de los métodos analizados se resumen a continuación:

- Método empírico basado en la extensión del tumor

La actividad a administrar está estandarizada dependiendo del tamaño del tumor y aplicando, como factor modificador, la fracción de la actividad que se desvía a los pulmones. Este método no es recomendable porque no considera parámetros de biodistribución específicos del paciente. No tiene en cuenta la irradiación que se produce en el tejido normal como tampoco la captación del tumor.

- Método empírico basado en la superficie corporal - Body Surface Area (BSA):

Si bien este método tampoco tiene en cuenta ni el tamaño ni la captación del tumor es el método más simple aceptado para los casos complejos como es el de los tumores difusos. No es posible, y no es el objetivo en ninguno de los métodos empíricos, el cálculo de la dosis en la parte sana del hígado.

- Método MIRD No Compartimental Macrodosimétrico

Permite realizar el cálculo de la Dosis Absorbida en órganos, teniendo en cuenta la biodistribución en el paciente utilizando el Método MIRD. Proporciona el valor de la Dosis Absorbida promedio en la región de estudio (hígado entero, lóbulo del hígado, segmento del hígado, pulmón). Las limitaciones son las intrínsecas al Método MIRD, esto es, no permite la evaluación de dosis en el tumor, sobreestima la dosis en el tejido normal, no considera la no uniformidad de la dosis y no se verifica para regiones de estudio con masas menores a 20 g.

- Método MIRD Compartimental Macrodosimétrico o Particional:

evaluación de dosis en el tumor, sobreestima la dosis en el tejido normal, no considera la no uniformidad de la dosis y no se verifica para regiones de estudio con masas menores a 20 g.

- Método MIRD Compartimental Macrodosimétrico o Particional:

Este método permite superar una desventaja del anterior ya que considera la captación del tumor.

- Método voxelizado (Voxel S Values) VSVs

Este es el método considerado óptimo, pero presenta la desventaja de requerir de un tiempo computacional importante y necesita de un físico médico con entrenamiento específico en el procesamiento de imágenes y manejo de datos para la dosimetría voxelizada.

Es de destacar que en esta terapia el criterio más importante de inclusión de un paciente en el tratamiento tiene que ver con la posible dosis en el pulmón, que puede producirse por derivación de la actividad inyectada y que debe evaluarse para minimizarla. Sólo es posible calcular la Dosis Absorbida en el pulmón, si se aplica el método particional o los métodos voxelizados.

A partir del análisis realizado, se concluye que el método óptimo a implementar para calcular la actividad, de microesferas marcadas con ^{90}Y , a administrar al paciente es el método dosimétrico voxelizado específico para cada paciente, y que el método particional puede ser una buena alternativa si no se tiene la capacidad para aplicar el método voxelizado. Debe considerarse que para adquirir estas capacidades son necesarios programas de entrenamiento específicos destinados a los integrantes del grupo multidisciplinario a cargo de la terapia (especialistas médicos y físicos médicos). Por otra parte, también debe tenerse en cuenta que, para algunos casos clínicos particulares, como son los pacientes que presentan tumores hepáticos difusos, sólo es posible aplicar el método empírico (BSA).

Este trabajo fue realizado en el marco del apoyo científico técnico al accionar regulatorio, que en el caso particular de las terapias metabólicas requiere del estudio inicial del estado del arte a nivel internacional para luego poder pasar a la etapa de definición de los requerimientos regulatorios específicos.

REFERENCIAS

1. Kennedy, R. Salem, R. Murthy, A. J. Mcewan, C. Nutting, A. Benson, J. Espat, J. I. Bilbao, R. A. Sharma, J. P. Thomas, D. Coldwell. Recommendations for radioembolization of hepatic malignancies using yttrium- 90 microsphere brachytherapy: A consensus panel report from the radioembolization brachytherapy oncology consortium. *Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys.*, Vol. 68 (1): 13–23, 2007.
2. Chiesa, M. Maccauro, R. Romito, C. Spreafico, S. Pellizzari, A. Negri, C. Sposito, C. Morosi, E. Civelli, R. Lanocita, T. Camerini, C. Bampo, S. Bhoori, E. Seregini, A. Marchianò, V. Mazzaferro, E. Bombardieri. Need, feasibility and convenience of dosimetric treatment planning in liver selective internal radiation therapy with (^{90}Y) microspheres: the experience of the National Tumor Institute of Milan. *Q. J Nucl Med Mol Imaging*. Vol 55(2):168-197. 2011.
3. Goin J.E., Salem R., et ál. Treatment of unresectable hepatocellular carcinoma with intrahepatic yttrium 90 microspheres: Factors associated with liver toxicities. *J Vasc Interv Radiol* 2005;16:205-13.
4. F. Giammarile Lisa Bodei, Carlo Chiesa, Glen Flux et ál. EANM procedure guideline for the treatment of liver cancer and liver metastasis with intra-arterial radioactive compounds. *Eur J Nucl Med Mol Imaging*, 38(7):1393-406 Jul 2011.
5. Dezarn et ál. AAPM recommendations ^{90}Y microsphere brachytherapy. *Medical Physics*, Vol. 38, No. 8, August 2011.

TERAPIA CON MICROESFERAS DE ^{90}Y : PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN NUEVAS TERAPIAS MÉDICAS



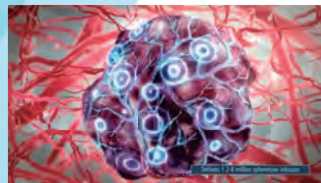
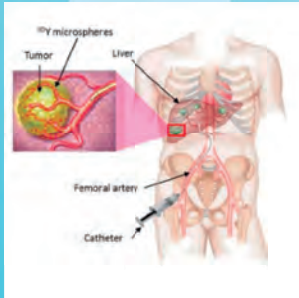
Ana Rojo*, Nancy Puerta
Autoridad Regulatoria Nuclear - Av. del Libertador 8250, C1429BNP - Buenos Aires, ARGENTINA
*arojo@arn.gob.ar

RESUMEN

El cáncer primario de hígado es uno de los más frecuentes en el mundo y con una baja tasa de curación. La radioembolización utilizando esferas con ^{90}Y , se propone como un tratamiento promisorio de esta patología y consiste en la aplicación vascular percutánea de partículas del tamaño del orden de micrones marcadas con radioisótopos. En la terapia con microesferas de ^{90}Y la optimización se aplica a la actividad de ^{90}Y que se administra al paciente, y para su estimación se postulan varios métodos. En este trabajo se analizan comparativamente estos métodos, se describen los principios físicos, las ecuaciones y las limitaciones de cada uno.

INTRODUCCIÓN

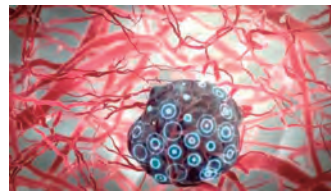
Aplicación de las microesferas ^{90}Y



Antes

Después

Irradiación selectiva del tejido tumoral como resultado de diferencias entre la irradiación sanguínea del tumor y el tejido sano



Dispositivos actualmente disponibles

Número comercial	TheraSphere®	SIR-Spheres®
Productor	MDX (Irvine, Canadá)	Sirtex Medical Limited, Sydney, Australia
Material	^{90}Y en matriz de vidrio	Resinas con ^{90}Y en la superficie
Diámetro	$25 \pm 5 \mu\text{m}$ (25-35)	$32.5 \pm 2.5 \mu\text{m}$ (20-45)
Actividades disponibles	3, 5, 7, 10, 15, 20 GBq	3 GBq (con posición de elid)
Número de esferas en 3 GBq	1/2 millones	40-60 millones
Actividad por esfera	2500 Bq	50 Bq
Aprobación del FDA	✓ Para HCC (carcinoma hepatocelular)	✓ Para HCC (carcinoma hepatocelular) y PAA (carcinoma metastásico a hígado)

ANÁLISIS DE LOS MODELOS PARA EL CÁLCULO DE LA ACTIVIDAD A ADMINISTRAR: FORTALEZAS Y LIMITACIONES

1.- Método empírico basado en la extensión del tumor

La actividad a administrar está estandarizada dependiendo del tamaño del tumor y aplicando como factor modificador, la fracción de la actividad que se desvía a los pulmones.

Grado de afectación del hígado	Actividad estándar de ^{90}Y (GBq)
> 50 %	3
25 % - 50 %	2.5
< 25 %	2
Derivación pulmonar	Factor para derivación pulmonar: LSM
< 10 %	1.0
10 % - 15 %	0.8
15 % - 20 %	0.6
> 20 %	No proceder
Parte del hígado afectada	Factor para afectación del hígado: LPM
Todo el hígado	1.0
Sólo el lóbulo derecho	0.7
Sólo el lóbulo izquierdo	0.3

NO RECOMENDABLE

No considera parámetros de biodistribución específicos del paciente.

No tiene en cuenta la irradiación que se produce en el tejido normal como tampoco la captación del tumor.

$$A [\text{GBq}] = \text{Actividad en hígado afectado} \times \text{LSM} \times \text{LPM}$$

2.- Método empírico basado en la superficie corporal (BSA)

Tampoco tiene en cuenta ni el tamaño ni la captación del tumor. Es el método más simple aceptado para los casos complejos como es el de los tumores difusos. No es posible, y no es el objetivo en ninguno de los métodos empíricos, el cálculo de la dosis en la parte sana del hígado.

Para casos complejos como es el de tumores difusos
ACEPTABLE

No tiene como objetivo el cálculo de la dosis en la parte sana del tejido
LIMITACIÓN

No tiene en cuenta ni el tamaño ni la captación del tumor.

$$BSA = 0.20247 \times \text{altura}^{0.725} \times \text{peso}^{0.725}$$

$$A [\text{GBq}] = (BSA - 0.2) \times \frac{\text{volumen del tumor}}{\text{volumen total del hígado}}$$

3.- Método MIRD No Compartimental Macrodosimétrico

Tiene en cuenta la biodistribución en el paciente. Proporciona el valor de la Dosis Absorbida promedio en la región de estudio (hígado entero, lóbulo del hígado, segmento del hígado, pulmón).

LIMITACIONES: no permite la evaluación de dosis en el tumor, sobreestima la dosis en el tejido normal, no considera la no uniformidad de la dosis

$$A_{\text{hígado}} = A_0 e^{-\lambda t} \times \left(\frac{1 - e^{-\lambda t}}{\lambda} \right) \times (1 - R)$$

$$A_{\text{pulmón}} = A_0 e^{-\lambda t} \times \left(\frac{1 - e^{-\lambda t}}{\lambda} \right) \times \text{LSF} \times (1 - R)$$

SPECT: ^{90}Tc -MAA

Pulmón <25 Gy

$$\text{LSF} = \frac{C_{\text{pulmón}}}{C_{\text{pulmón}} + C_{\text{hígado}}}$$

$$D_{\text{región}} [\text{Gy}] = 50 \times \frac{\text{Actividad neta incorporada } A [\text{GBq}]}{m_{\text{región}} [\text{g}]}$$

4.- Método MIRD Compartimental Macrodosimétrico o Particional:

Este método supera una desventaja del anterior al considerar la captación del tumor.

$$D_{\text{región}} [\text{Gy}] = 50 \times A_{\text{región}} [\text{GBq}] \times \frac{\text{fracción de captación}_{\text{región}}}{m_{\text{región}} [\text{g}]}$$

$$D_{\text{tumor}} [\text{Gy}] = 50 \times A_{\text{tumor}} [\text{GBq}] \times \frac{\text{fracción de captación}_{\text{tumor}}}{m_{\text{tumor}} [\text{g}]}$$

$$\text{fracción de captación}_{\text{región}} = \frac{m_{\text{región}}}{\text{TNT} \times m_{\text{tumor}} + m_{\text{región}}}$$

$$\text{fracción de captación}_{\text{tumor}} = \frac{m_{\text{tumor}}}{\text{TNT} \times m_{\text{tumor}} + m_{\text{región}}}$$

LIMITACIÓN:

No considera la no uniformidad del depósito de la dosis en cada región

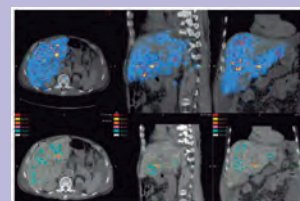
5.- Método voxelizado (Voxel S Values) VSVs

Dosimetría específica y realista **MÉTODO ÓPTIMO**

LIMITACIONES: Requiere de un tiempo computacional importante y de un físico médico con entrenamiento en el procesamiento de imágenes y manejo de datos para la dosimetría voxelizada.

$$\bar{D}_{(\text{voxel } i)} = \sum_{j=1}^N \sum_{k=1}^N \bar{A}_{\text{voxel } j} \times S(\text{voxel } j - \text{voxel } i)$$

Existe consistencia entre el modelo particional y el VSV



CONCLUSIONES

El método óptimo a implementar para calcular la actividad, de microesferas marcadas con ^{90}Y , a administrar al paciente es el método dosimétrico voxelizado específico para cada paciente, aunque el método particional puede ser una buena alternativa si no se tiene la capacidad para aplicar el método voxelizado.

Actividades desarrolladas por el Laboratorio de Dosimetría Biológica de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina

Radl, A.; Sapienza, C.E.; Taja, M.R.; Bubniak, R.;
Deminge, M. y Di Giorgio, M.

ACTIVIDADES DESARROLLADAS POR EL LABORATORIO DE DOSIMETRÍA BIOLÓGICA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR DE ARGENTINA

Radl, A.; Sapienza, C.E.; Taja, M.R.; Bubniak, R.; Deminge, M. y Di Giorgio, M.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

csapienza@arn.gob.ar

RESUMEN

La Dosimetría Biológica (DB) permite estimar dosis absorbida en individuos expuestos a radiaciones ionizantes mediante la cuantificación de aberraciones cromosómicas inestables y estables (ACI y ACE). La frecuencia de dichas aberraciones es referida a una curva de calibración dosis/respuesta (*in-vitro*) para determinar la dosis del individuo a todo el cuerpo. La DB constituye un soporte necesario de los programas de Protección Radiológica Nacionales y de los Sistemas de Respuesta en Emergencias Radiológicas o Nucleares en el caso de sobreexposiciones accidentales o incidentales, individuales o a gran escala. En este contexto el Laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina desarrolla y aplica diferentes dosímetros citogenéticos desde hace cuatro décadas. Estos dosímetros aportan un dato más dentro del conjunto de la información necesaria para la evaluación de una exposición accidental, complementando a la dosimetría física y clínica. El método biodosimétrico más ampliamente utilizado en la DB es la cuantificación de ACI (dicéntricos y anillos céntricos) a partir de una muestra de sangre venosa. El LDB se encuentra acreditado para dicho ensayo, bajo las normas IRAM 301: 2005 (ISO / IEC 17025: 2005) e ISO 19238:2004. El ensayo se aplica para la evaluación dosimétrica inmediata de exposiciones agudas, a todo o gran parte del cuerpo en el rango de 0,1-5 Gy. En este marco el LDB forma parte de la Red Latinoamericana de DB (LBDNet), la BioDoseNet-OMS y el Sistema de Respuesta en Emergencias Radiológicas y Nucleares RANET-OIEA, estando habilitado a convocar a la LBDNet en caso de necesidad.

1. INTRODUCCIÓN

La Dosimetría Biológica (DB) es el área de la dosimetría dedicada a estimar la dosis absorbida en personas expuestas a radiaciones ionizantes, basado en el daño inducido por la radiación en el ADN celular (blanco crítico), a partir de muestras de sangre venosa. El paso de una traza ionizante, a través del núcleo, induce rupturas cromosómicas cuya anómala reunión, mediante las enzimas de reparación celular, da origen a las llamadas aberraciones cromosómicas y sus derivados citoplasmáticos, los micronúcleos. De acuerdo a su estabilidad a través de sucesivos ciclos de división celular, las aberraciones cromosómicas se clasifican en inestables y estables

El desarrollo de la DB se encuentra vinculado a accidentes radiológicos y/o nucleares proporcionando un dato importante en la evaluación dosimétrica de las personas involucradas. Dicha determinación provee un dato más dentro del conjunto de la información necesaria para la evaluación de una sobreexposición accidental, complementando las estimaciones dosimétricas realizadas por métodos físicos y en ciertos casos, por falta de registros físicos de la dosis o por imprecisa reconstrucción del escenario de sobreexposición, constituye la única evaluación posible.

Por ello, el objetivo de la DB es el desarrollo y aplicación de biodosímetros que permitan evaluar la dosis absorbida en distintas situaciones de sobreexposición: individuales o a un gran

número de personas, recientes o pasadas, con diferentes calidades de radiación y con distinta distribución de la dosis en el cuerpo.

Los dosímetros biológicos son biomarcadores del efecto de las radiaciones ionizantes, que cumplan las siguientes características: persistencia del efecto, reproducibilidad de las observaciones, relación conocida dosis-efecto (curva de calibración), especificidad a la radiación, sensibilidad a diferentes calidades de radiación, fácil recolección de la muestra, temprana disponibilidad de los resultados (48 a 72 h), permitir la evaluación de exposiciones inhomogéneas. Estas características sustentan la diferencia entre los dosímetros biológicos y los indicadores de sobreexposición. De esta manera, los biodosímetros reflejan la dosis absorbida por el individuo.

Las técnicas que se aplican en el LDB según el escenario de sobreexposición son: Citogenética Convencional o Ensayo de dicéntricos, Condensación Prematura de Cromosomas (PCC-r), Micronúcleos con bloqueo de la citocinesis (CBMN), e Hibridación *in situ* por fluorescencia (FISH) con sondas de cromosoma entero (Pintado Cromosómico). En cada una de las mismas se cuantifican aberraciones cromosómicas: dicéntricos y anillos céntricos, micronúcleos (MN), y translocaciones recíprocas y no recíprocas, respectivamente. La frecuencia de cada una de las aberraciones cromosómicas cuantificadas se interpreta en términos de dosis absorbida a cuerpo entero por referencia a su correspondiente curva de calibración dosis-respuesta.

El Laboratorio de Dosimetría Biológica (LDB) de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), desarrolla sus actividades desde hace cuatro décadas y desde hace 3 años se encuentra bajo el sistema de acreditación de laboratorios de calibración y ensayo, Normas IRAM 301- ISO/IEC 17025:2005 [1]; ISO 19238:2004 e ISO 21243:2008 [2], pasando a ser el tercer laboratorio acreditado en el mundo, luego de Francia y Finlandia.

El LDB es el único de América Latina y el Caribe que forma parte del Sistema de Respuesta en Emergencias Radiológicas y Nucleares RANET del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) estando habilitado a convocar a la Red Latinoamericana, en caso de necesidad. En este contexto, ha asistido a varios países de la Región con víctimas de exposiciones radiológicas accidentales. Asimismo, fue el precursor de la formación de la Red Latinoamericana de DB (LBDNet) siendo los integrantes de la misma: Argentina, Brasil, Chile, Cuba, México, Perú y Uruguay. En ese marco, ha impulsado la armonización de los procedimientos para el ensayo de dicéntricos para trabajar bajo los lineamientos de las Normas IRAM 301- ISO/IEC 17025:2005; ISO 19238:2004 e ISO 21243:2008. Los mencionados laboratorios de la LBDNet cuentan con sistemas de calidad y participan en intercomparaciones.

En este sentido, dado que no existe un laboratorio proveedor de intercomparaciones para DB y debido a la necesidad de realización de ejercicios periódicos, requeridos por los laboratorios acreditados o en proceso de acreditación, algunos países de la red Europea y Eurasia (Alemania, Francia, Reino Unido, Finlandia, España, Grecia y Turquía) han participado en los ejercicios organizados por la LBDNet de DB, a partir del año 2007.

2. METODOLOGÍA

Las sobreexposiciones accidentales a las radiaciones ionizantes requieren una rápida y precisa reconstrucción de la dosis absorbida y de su distribución en el cuerpo, a fin de proveer información para una evaluación temprana de las consecuencias radiológicas, decisiones para el tratamiento médico inmediato y datos para el análisis de riesgo.

Existen distintos escenarios de sobreexposición, por lo que se requiere la aplicación de distintos tipos de dosímetros citogenéticos (Figura 1). En todos los casos, las muestras biológicas requeridas para realizar la dosimetría son de sangre periférica. A partir de dichas muestras se desarrollan 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. Este sistema celular es particularmente interesante para la DB ya que: los linfocitos están

homogéneamente distribuidos en el organismo, son fáciles de obtener y cultivar, y representan una población homogénea respecto de su ciclo celular, estadio de “reposo” (G_0), evitando el problema de las distintas radiosensibilidades de las células asincrónicas. La mayor parte de los linfocitos sanguíneos no proliferan *in vivo*, permanecen en fase G_0 del ciclo celular, por lo que la exposición a la radiación induce exclusivamente aberraciones de tipo cromosómico, y no cromatídico, debido a que el daño ocurre antes de la replicación del ADN.

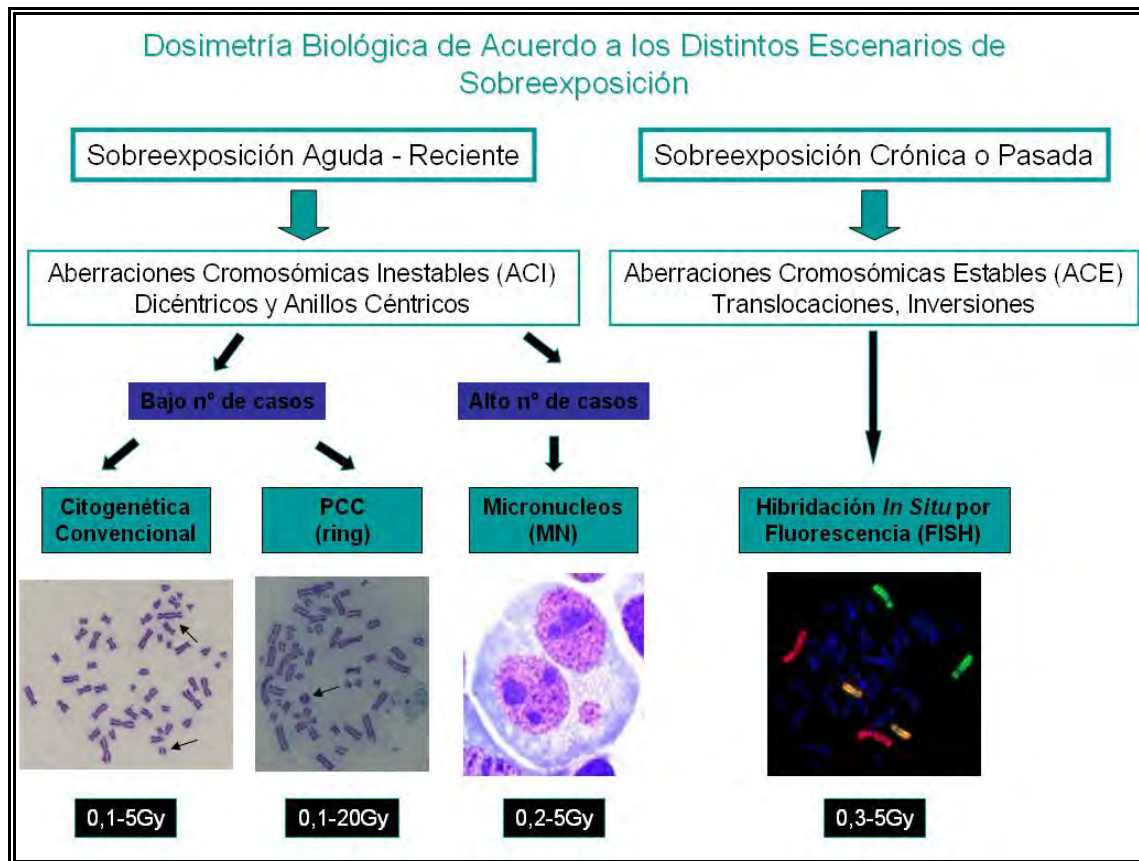


Figura 1: Dosimetría Biológica de acuerdo a los distintos escenarios de sobreexposición.

2.1. Dosímetros Citogenéticos desarrollados en el LDB

2.1.1. Citogenética convencional o Ensayo de dicéntricos y anillos céntricos:

La citogenética convencional cuantifica las ACI (dicéntricos, anillos céntricos y otras aberraciones cromosómicas multicéntricas). Este biodosímetro se aplica a todas las muestras de sangre que ingresan al LDB a efectos de realizar una evaluación dosimétrica inmediata de exposiciones agudas, a todo o a gran parte del cuerpo, por irradiación externa y/o interna de radionucleidos con distribución uniforme en el organismo, tales como ^{137}Cs y ^3H . Esta metodología es aplicable para evaluar dosis absorbida en exposiciones inhomogéneas, prolongadas, crónicas o fraccionadas. El ensayo permite evaluar dosis absorbida en un rango de 0,1 a 5 Gy en casos de exposiciones con baja transferencia lineal de energía.

Con este fin se realiza un cultivo de linfocitos del paciente y se cuantifican las ACI. La frecuencia de aberraciones cromosómicas observada es referida a una curva de calibración dosis - respuesta *in vitro* para determinar la dosis a cuerpo entero. Esta técnica se ha convertido en un ensayo de rutina para la estimación de dosis de radiación, complementando la dosimetría física

y clínica, por lo que constituye un soporte necesario para los Programas Nacionales de Protección Radiológica y de Respuesta a Emergencias Radiológicas.

La DB es aplicada en personas expuestas a la radiación en ausencia de dosímetro individual, en casos de demanda legal por daño radioinducido no sustentado por evidencia dosimétrica inequívoca, para la validación de casos en radioprotección ocupacional en los que se sospecha exposición a bajas dosis y asimismo, permite guiar las decisiones en los tratamientos médicos de víctimas sobreexpuestas a radiaciones ionizantes. En este contexto, el LDB participó de la DB en distintos accidentes radiológicos ocurridos en la Región de América Latina en el marco de OIEA-RANET y OMS: Goiania, Brasil (1987); El Salvador (1989); Cochabamba, Bolivia (2002); Nueva Aldea, Chile (2005); Venezuela (2005-06); Ecuador (2009); El Salvador (2009); Aragua, Venezuela (2010), incluidos los incidentes y accidentes locales.

En nuestro país han ocurrido en dos severos accidentes de sobreexposición:

- 1) irradiación fuertemente inhomogénea (0,5 Gy – 17 kGy) con una fuente de ^{137}Cs de gamagrafía industrial, involucrando a una persona (1968)
- 2) sobreexposición debida a una excursión crítica, causada por un cambio de configuración en el reactor RA-2 del CAC. Muerte del operador (43 Gy-gamma, 21 Gy-neutrones). Evaluación de 8 personas indirectamente involucradas (1983)

Tabla 1. Accidentes ocurridos en la Región Latinoamericana en el marco de OIEA-RANET.

Latinoamérica 2009	Latinomérica 2010
Ir-192 0.59 TBq (16 Ci)	Ir-192 2.40 TBq (64,95 Ci)
Dosis localizada (muslo izquierdo): reconstrucción física y dosimetría por EPR en hueso de cresta ilíaca.	Dosis localizada: ambas manos reconstrucción física
Dosis a todo el cuerpo: 0,72 Gy (dicéntricos) INHOMOGENEA	Dosis a todo el cuerpo: 0,64 Gy (dicéntricos) INHOMOGENEA
Criterio clínico: actuar antes de que aparezcan los síntomas de toxicidad (necrosis)	Criterio clínico: actuar antes de que aparezcan los síntomas de toxicidad (necrosis)
Cirugía temprana en el borde de la isodosis de 20 Gy Med. Regenerativa: Cél mesenquimales	Cirugía temprana Med. Regenerativa: Cél mesenquimales

Otras de las actividades que se desarrollan en el LDB, son aquellas relacionadas con el aseguramiento de la calidad con el objeto de cumplimentar los requisitos de la Norma IRAM 301- ISO/IEC 17025:2005. Para este fin el LDB organizó una intercomparación para el ensayo de dicéntricos y anillos céntricos sobre láminas portaobjetos entre los 7 países de la Red Latinoamericana y 6 países de la Red Europea, en el período 2007-2008 [3]. La metodología desarrollada para el análisis estadístico de los resultados de este ejercicio, fue aplicada en las

evaluaciones de los datos de 2 ejercicios de intercomparación posteriores sobre imágenes digitales llevados a cabo por la Red Latinoamericana durante el año 2009 [4]. Este criterio estadístico, basado en las normas ISO 43-1:1997; ISO 5725-2 y 5725-5:1998 e ISO 13528:2005, ha permitido que el LDB de la ARN introduzca una herramienta en el ámbito de la organización de intercomparaciones en el marco de la Red Global de Biodosimetría BioDoseNet de la Organización Mundial de la Salud (OMS) que responde a los nuevos requisitos para los proveedores de ensayos de aptitud por comparaciones interlaboratorio, Norma ISO 17043:2010. Asimismo, durante el año 2012 se llevó a cabo un nuevo ejercicio de intercomparación biodosimétrico de imágenes digitales organizado por el REAC/TS (Radiation Emergency Assistance Center/Training Site). Los países participantes fueron: Estados Unidos, Canadá, Inglaterra, Alemania y Argentina. Los resultados que se obtuvieron fueron satisfactorios para el LDB, siendo la diferencia porcentual respecto de la dosis de referencia del 8%.

Además de los ejercicios de intercomparación, el LDB realiza de manera periódica ensayos intralaboratorios, impulsados por la Unidad de Gestión de la Calidad de la ARN. Estos consisten en la verificación de distintos puntos de la curva de calibración de ^{60}Co con fines de aseguramiento de la calidad, siendo el punto de dosis a determinar desconocido para los miembros del LDB mientras se lleva a cabo el ensayo. El propósito del ejercicio es evaluar la reproducibilidad intermedia de cada uno de los operadores y la verificación de los puntos de la curva de calibración.

2.1.2 Condensación prematura de cromosomas (PCC-r) químicamente inducida.

Esta técnica constituye un dosímetro biológico para evaluar sobreexposiciones accidentales con altas dosis (0,1 a 20 Gy) por irradiación externa con radiación de baja transferencia lineal de energía y alta transferencia lineal de energía. Se basa en la fusión de células en Go con células en división. La fusión puede ser mediada por virus Sendai o polietilenglicol, o inducida químicamente (ácido okadaico; calyculina A, etc.)

La técnica asume un muestreo al azar de células en interfase dentro de la población irradiada: la muerte en interfase y la demora en el ciclo celular no son factores limitantes.

Este ensayo es eficiente para la evaluación de sobreexposiciones inhomogéneas, permitiendo la estimación de la dosis en la fracción irradiada del cuerpo. El daño inicial puede ser detectado inmediatamente después de la exposición.

La estimación de la dosis se realiza mediante el recuento de 100 anillos ó 500 células (valor que se alcance primero). Se evalúan las frecuencias de anillos PCC, considerando la frecuencia como la relación entre la cantidad de anillos contados y la cantidad de células observadas. A partir de una curva de calibración se relaciona la frecuencia con la dosis a cuerpo entero.

Durante los últimos años el LDB llevó a cabo los ensayos vinculados a la puesta a punto de la técnica, los mismos consistieron en:

- Comparar la utilización de distintos agentes inductores de la condensación prematura de cromosomas (ácido okadaico vs calyculina A.).
- Evaluar la concentración más adecuada y los tiempos de incubación con el agente inductor para obtener el mejor rendimiento de PCC y buena calidad en la morfología de los cromosomas.
- Establecer los criterios de recuento de anillos y los criterios de aceptación y rechazo de las células PCC.

Las actividades desarrolladas para la puesta a punto del ensayo permitieron que en el transcurso del año 2012 se realizaran las irradiaciones de las muestras de sangre *in vitro* en 5 puntos de dosis: 5 Gy, 7 Gy, 10 Gy, 15 Gy y 20 Gy en el Centro Regional de Referencia ^{60}Co , de la Comisión Nacional de Energía Atómica (C.N.E.A), con el fin de confeccionar una curva de

calibración dosis-respuesta para dicha técnica. En este sentido se llevaron a cabo los cultivos celulares de las muestras de linfocitos irradiados y se distribuyeron entre los países de la Región en la “Reunión Regional Sobre Actualización de Protocolos de Laboratorio, Ejercicios de Intercomparación y Normativa (LBDNet) Santiago de Chile, 4 al 8 de junio de 2012. Esto permitirá contar con una curva de calibración para la técnica de PCC-r que podrá ser utilizada por todos los Laboratorios de la Red en caso de situaciones accidentales con altas dosis de radiación.

2.1.3 Micronúcleos (MN):

La técnica de MN se aplica a muestras que ingresan al LDB a fin de realizar una estimación dosimétrica inicial de exposición a radiaciones ionizantes, como consecuencia de un accidente que involucra un gran número de personas, a efectos de llevar a cabo un *triage* citogenético, permitiendo clasificar las personas sobreexpuestas en categorías de importancia médica en cuanto a pronóstico y tratamiento. Esta metodología es complementaria del ensayo citogenético convencional de dicéntricos y anillos y es aplicada concomitantemente con dicho ensayo.

Esta técnica se utiliza en casos de irradiación aguda reciente a todo o gran parte del cuerpo, por exposición externa y/o incorporación interna de radionucleídos con distribución uniforme en el organismo, tales como ^{137}Cs y ^3H . La dosis absorbida que este ensayo permite determinar se encuentra en un rango de 0,25 Gy a 5 Gy.

La especificidad de la expresión de MN es menor que la de dicéntricos debido a una mayor frecuencia espontánea y a su amplia variación interindividual. La frecuencia de MN se establece evaluando 500 a 2500 células binucleadas, aplicando los criterios de Fenech, M. (2000) [5] para la identificación de células binucleadas y MN.

Las curvas de calibración del LDB fueron ajustadas aplicando un método de cuadrados mínimos repesado iterativo. La distribución de MN en células binucleadas es evaluada utilizando el test “u” de Papworth y la relación varianza-media. La dosis media es estimada a partir de la frecuencia observada, utilizando la curva de calibración apropiada. El LDB ha desarrollado, hojas de cálculo y softwares específicos para los ajustes de las curvas de calibración y determinación de la dosis a partir de la frecuencia de micronúcleos observada. Se ha estudiado la influencia de diversos posibles factores de confusión en el ensayo de MN, tales como edad, sexo, hábito de fumar, consumo de alcohol, etc. Estos factores deben ser tenidos en cuenta en la utilización de este ensayo con fines de Dosimetría Biológica, particularmente en el rango de las bajas dosis. Datos de nuestro laboratorio indican una correlación estadísticamente significativa de las frecuencias espontánea y radioinducida de MN con la edad y el hábito de fumar, siendo el hábito de fumar el factor de mayor influencia.

El LDB ha participado de varias actividades del HUMN Project de ensayos intra e interlaboratorio para el recuento de micronúcleos y puentes nucleoplasmáticos y estudios sobre el efecto del hábito de fumar en la frecuencia de micronúcleos.

En el corriente año 2013, el LDB junto a expertos extranjeros y de la ARN, dictará un Curso Regional sobre Micronúcleos y bases radiobiológicas de la protección Radiológica, en el marco del proyecto RLA9/074.

2.1.4 Hibridación *in situ* por fluorescencia (FISH):

Dado que los dicéntricos se caracterizan porque su frecuencia decrece en el tiempo luego de una sobreexposición, ya que los linfocitos que contienen aberraciones inestables son eliminados de sangre periférica y remplazados a partir del pool de stem cells por células que no contienen dicéntricos, su utilización es de eficiencia limitada en: situaciones accidentales donde el tiempo transcurrido entre la sobreexposición y la toma de la muestra es considerable o desconocido y en las exposiciones crónicas, prolongadas, fraccionadas y ocupacionales.

En ambos casos se considera que las aberraciones cromosómicas estables (translocaciones) representan un indicador más adecuado de daño acumulado (dosis integrada) y a largo plazo (dosimetría retrospectiva) dado que las translocaciones no son negativamente seleccionadas durante la división mitótica en el compartimento de stem cells hemopoyéticas, considerándose estables en el tiempo.

Las aberraciones cromosómicas estables pueden ser identificadas por Bando G que permite el recuento total de translocaciones radioinducidas y, actualmente, mediante la técnica de Hibridación in situ por Fluorescencia (FISH).

Para la realización de la técnica de FISH el LDB utiliza sondas directas y específicas de ADN de cromosoma completo, proveyendo un marcado uniforme a lo largo de todo el cromosoma (Pintado cromosómico). Habitualmente el laboratorio utiliza un cóctel constituido por tres pares cromosómicos, cubriendo alrededor del 20% del contenido de ADN genómico total, con un solo color.

Se aplica en aquellos pedidos de ensayo que específicamente lo requieran como estudio complementario adicional al ensayo citogenético convencional de dicéntricos y anillos.

El ensayo permite evaluar dosis absorbida a cuerpo entero en un rango de 0,3 a 5 Gy para baja transferencia lineal de energía.

Las aberraciones cromosómicas estables se identifican usando el sistema de nomenclatura ISCN (1995) [6] y PAINT (1995) [7]. Se identifican translocaciones recíprocas y no recíprocas, anillos céntricos, dicéntricos, excesos acéntricos, inserciones y otros intercambios complejos. En la técnica de FISH sólo se “pinta” una parte del genoma por lo que sólo se observa una fracción de las ACE totales. Debido a este hecho, es necesario contabilizar un mayor número de metafases para trabajar con una incertidumbre apropiada, equivalente al recuento de 500 metafases por la técnica de dicéntricos y anillos. Para determinar el número de metafases a analizar para obtener un número equivalente de 500 metafases, es necesario considerar el cóctel de sondas utilizado y la proporción de genoma pintado (Tabla 2).

Tabla 2. Fracción pintada con las diferentes sondas de cromosoma entero utilizadas para la Técnica de FISH (Pintado Cromosómico). Los valores se obtuvieron de Morton 1991 [8]. El mínimo número de metafases a analizar se considera para llegar a un total de 500 metafases equivalentes.

Cromosomas pintados	Fracción del genoma pintado		Eficiencia de la detección de ACE [%]		Mínimo número de metafases a analizar
	mujer	hombre	mujer	hombre	
1	0,0815	0,0828	15,3	15,6	3260
2	0,0790	0,0804	14,9	15,2	3350
4	0,0629	0,0639	12,1	12,3	4140
1 + 2	0,1605	0,1632	27,6	28,0	1810
2 + 4	0,1419	0,1443	25,0	25,3	2000
1 + 2 + 4	0,2234	0,2271	35,6	36,0	1400

Para la estimación dosimétrica, solamente se cuantifican aquellas aberraciones cromosómicas estables que se encuentren en metafases completas (con 46 piezas cromosómicas), que presenten todo el material pintado y que no presenten aberraciones cromosómicas inestables (anillos, dicéntricos, excesos acéntricos, aberraciones cromosómicas complejas inestables).

Se contabilizan tanto las translocaciones recíprocas como las no recíprocas. Las translocaciones no recíprocas o incompletas pueden tener implicaciones en el funcionamiento celular, por lo que no sería una aberración perdurable en el tiempo.

Del mismo modo que la biodosimetría convencional, se requiere de curvas de calibración para FISH. Nuestro laboratorio dispone de una curva de calibración para radiación gamma de ^{60}Co en el rango de dosis de 0 Gy a 3 Gy basada en la identificación de translocaciones recíprocas.

Nuestro laboratorio ha contribuido con trabajos relativos a la evaluación retrospectiva de la dosis integrada, a partir de una muestra de trabajadores de la Central Nuclear Atucha I, utilizando las técnicas de Bando-G y FISH. Los resultados son consistentes con los esperados a partir de la aplicación del coeficiente lineal de las curvas de calibración para bajo LET del laboratorio para ambas técnicas.

Actualmente el LDB está llevando a cabo una actualización de la técnica de FISH con el objetivo de realizar una nueva curva de calibración para la estimación de dosis absorbida con el nuevo equipamiento adquirido y las actuales sondas de ADN existentes en el mercado:

- Se llevaron a cabo pruebas con las nuevas sondas comerciales en uso en el laboratorio (Marca: Cytocell), para su estandarización en la técnica de FISH.
- Se ensayaron distintos pretratamientos: ARNasa y Proteinasa K, realizados con el fin de lograr una mejor hibridación de las sondas con el material a testear.

En la Figura 2 se observa la hibridación de las sondas comerciales utilizadas (Cytocell), para los cromosomas 2 y 4, con o sin distintos pretratamientos realizados con el fin de lograr una mejor hibridación de las sondas con el material a testear. Se observó que el pretratamiento que resulta óptimo (respecto de la preservación de la estructura cromosómica) es el que involucra Proteinasa K. La decisión de realizar o no algún pretratamiento estará condicionada por el estado del cultivo celular (morfología cromosómica, residuos de membranas celulares, abundancia relativa de metafases) al momento de realizar la técnica de FISH.

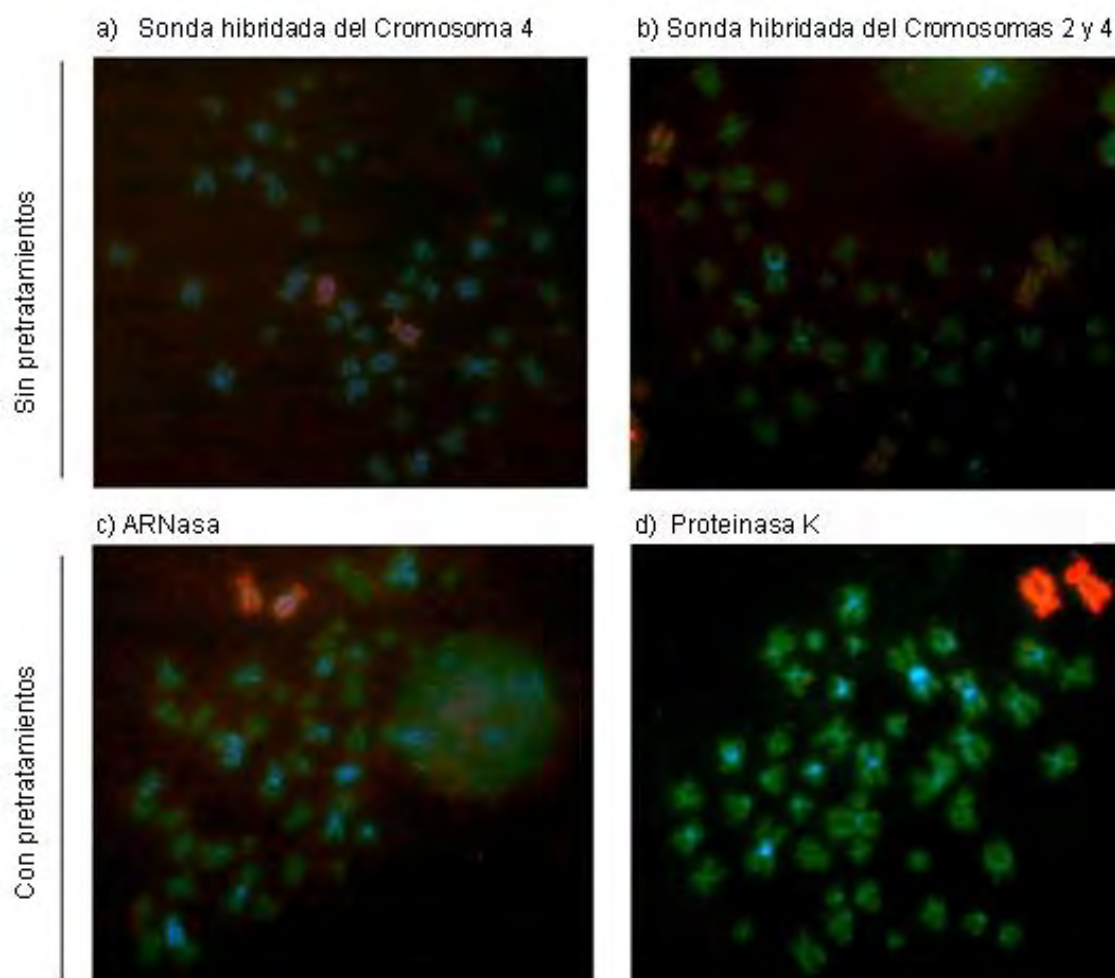


Figura 2. a) Metafases linfocitarias hibridadas con sonda para el cromosoma 4 (CytoCell) sin tratamiento previo, b) Metafases linfocitarias hibridadas con sondas para los cromosomas 2 y 4 (CytoCell) sin tratamiento previo, c) Metafases linfocitarias hibridadas con sonda para el cromosoma 4 (CytoCell), previamente tratadas con ARNasa, d) Metafases linfocitarias hibridadas con sonda para el cromosoma 4 (CytoCell), tratadas previamente con Proteínasa K.

3. CONCLUSIONES

Las lecciones aprendidas en los últimos accidentes radiológicos indican la necesidad de adoptar un enfoque interdisciplinario y multiparamétrico entre la DB, la dosimetría clínica, externa e interna, manteniendo un ciclo de retroalimentación entre estas disciplinas. Asimismo, la experiencia adquirida mediante intercomparaciones, actividades de entrenamiento, cursos y reuniones técnicas ha permitido que el LDB se encuentre preparado para producir una respuesta coordinada y efectiva en caso de emergencias radiológicas o nucleares. Es por ello que la armonización de los criterios de cuantificación de ACI, la integración de actividades de investigación, la introducción de otras técnicas para la interpretación de diferentes escenarios de sobreexposición, la continuidad de programas de entrenamiento y la realización de ejercicios de intercomparación periódicos son identificadas como actividades necesarias para mantener la capacidad operativa del LDB en el contexto de la LDBnet y del sistema OIEA-RANET.

Como perspectivas futuras de nuestro trabajo dentro del LDB, se prevén tareas relacionadas con la implementación de las técnicas biodosimétricas; MN, PCC-r y FISH bajo la Norma IRAM 301- ISO/IEC 17025:2005. Además, se desarrollará el programa de reacreditación de la técnica citogenética convencional (ensayo de dicéntricos y anillos céntricos).

Es de gran importancia fortalecer la interacción con los sistemas de respuesta en emergencias regionales y mantener los principios de la radioprotección aplicándolos a las nuevas tecnologías puestas en marcha, con esfuerzo de la educación, la formación y los programas de gestión y control de la calidad.

AGRADECIMIENTOS

El Laboratorio de Dosimetría Biológica de la Argentina agradece a los miembros de la Red Latinoamericana de Dosimetría Biológica (LBDNet) en el marco del proyecto OIEA-RLA/9/074, por su activa participación y cooperación.

REFERENCIAS

1. IRAM 301 - ISO/IEC 17025. Revisión Vigente.
2. ISO 19238 Radiation Protection – Performance criteria for service laboratories performing biological dosimetry by cytogenetics. Revisión Vigente.
3. M. Di Giorgio, J. F. Barquinero, M. B. Vallerga, A. Radl, M. R. Taja, A. Seoane, J. De Luca, M. Stuck Oliveira, P. Valdivia, O. García Lima, A. Lamadrid, J. González Mesa, I. Romero Aguilera, T. Mandina, Cardoso, C. Guerrero Carvajal, C. Arceo Maldonado, M. E. Espinoza, W. Martínez-López, Méndez-Acuña, M. Di Tomasso, L. Roy, C. Lindholm, H. Romm, I. Güçlü and D. C. Lloyd. “Biological dosimetry intercomparison exercise: an evaluation of triage and routine mode results by robust methods”. *Radiation Research* **Vol. 175** (5): 638-49. (2011).
4. O. García, M. Di Giorgio, M. B. Vallerga, A. Radl, M. R. Taja, A. Seoane, J. De Luca, M. Stuck Oliveira, P. Valdivia, A. I. Lamadrid, J. E. González, I. Romero, T. Mandina, G. Pantelias, G. Terzoudi, C. Guerrero-Carbajal, C. Arceo Maldonado, M. Espinoza, N. Oliveros, W. Martínez-López, M. V. Di Tomaso, L. Méndez-Acuña, R. Puig, L. Roy and J. F. Barquinero. “Interlaboratory Comparison of dicentric chromosome assay using electronically transmitted images”. *Radiation Protection Dosimetry*, pp. 1–8. (2012).
5. Fenech M. “The in vitro micronucleus technique.” *Mutat Res.* **Nov 20**; 455(1-2):81-95. (2000).
6. ISCN (1995): An Internacional System for Human Cytogenetic Nomenclature, Mitelman F (ed); S. Karger, Basel, (1995).
7. Tucker, J.D.; Morgan, W.F.; Awa, A.A.; Bauchinger, M.; Blakey, D.; Cornforth, M.N.; Littlefield, L.G.; Natarajan, A.T.; Shasserre, C. “PAINT: a proposed nomenclature for structural aberrations detected by whole chromosome painting”. *Mutation Research* **347**(1):21-24 (1995).
8. Morton, N.E. “Parameters of human genome.” *Proc Natl. Acad. Sci. USA* **88**: 7474-7476. (1991).

Control regulatorio en instalaciones menores del Ciclo de Combustible Nuclear

Segato, A.D. y Renteria, E.S.

CONTROL REGULATORIO EN INSTALACIONES MENORES DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

Segato, A.D. y Renteria, E.S.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La regulación y fiscalización de la actividad nuclear está sustentada en cuatro pilares fundamentales: la protección radiológica, la seguridad nuclear, las salvaguardias y la protección física. En Argentina, la Ley Nacional de la Actividad Nuclear asigna estas funciones a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).

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 entre sus funciones, 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 también incluye un grupo de instalaciones menores a través de las cuales se realiza investigación, desarrollo, análisis y evaluaciones para las distintas etapas de este ciclo.

El objetivo de este trabajo es describir la experiencia regulatoria en el licenciamiento y control de las instalaciones clase II y III del Ciclo Combustible Nuclear a través del marco regulatorio vigente, del sistema para el licenciamiento de las instalaciones y su personal y del proceso de evaluación en la etapa de fiscalización y definir las previsiones futuras.

1. INTRODUCCIÓN

La Ley N° 24804, Ley Nacional de la Actividad Nuclear, sancionada el 2 de abril de 1997, establece que el Estado nacional fijará la política nuclear y ejercerá las funciones de investigación y desarrollo a través de la Comisión Nacional de Energía Atómica, y las de regulación y fiscalización por medio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN). El decreto N° 1390 del 27 de noviembre de 1998 reglamenta esta Ley definiendo sus alcances y procedimientos de aplicación.

La ARN actúa como entidad autárquica en la jurisdicción de la Presidencia de la Nación y tiene a su cargo la función de regulación y fiscalización de la actividad nuclear en todo lo referente a los temas de seguridad radiológica y nuclear, protección física y fiscalización del uso de materiales nucleares, licenciamiento y fiscalización de instalaciones nucleares y salvaguardias internacionales, así como también asesorar al Poder Ejecutivo nacional en las materias de su competencia.

La ARN tiene a su cargo las funciones de regulación y control asignadas por dicha ley con los siguientes propósitos:

- ◆ Proteger a las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes;
- ◆ Velar por la seguridad radiológica y nuclear en las actividades nucleares desarrolladas en la República Argentina;
- ◆ Asegurar que las actividades nucleares no sean desarrolladas con fines no autorizados por esta ley, las normas que en su consecuencia se dicten, los compromisos

internacionales y las políticas de no proliferación nuclear, asumidas por la República Argentina;

- ◆ 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 virtud de lo dispuesto en la presente ley.

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.

2. NORMATIVA REGULATORIA

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) es el organismo del Estado Argentino cuya misión es proteger a las personas, el ambiente y las futuras generaciones de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.

La ARN tiene como objetivo establecer, desarrollar y aplicar un régimen regulatorio para todas las actividades nucleares que se realicen en la República Argentina, como así también asesorar al Poder Ejecutivo Nacional en materias de su competencia.

El citado régimen tiene los siguientes propósitos:

- Sostener un nivel apropiado de protección de las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.
- Mantener un grado razonable de seguridad radiológica y nuclear en las actividades nucleares desarrolladas en la República Argentina.
- Verificar que las actividades nucleares no se desvíen con fines no autorizados y que se realicen sujetas a los compromisos internacionales asumidos por la Nación.
- Establecer criterios y normas para 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 de interés nuclear.

La ARN está facultada, conforme lo dispone el inciso a) del artículo 16 de la Ley N° 24.804, para “dictar las 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”.

Las normas regulatorias argentinas tienen un carácter de performance: no son prescriptivas sino de cumplimiento de objetivos de protección radiológica y seguridad nuclear. El “cómo” se alcanzan esos objetivos se basa en la apropiada toma de decisiones por parte de la organización que se ocupa del diseño, construcción, puesta en marcha, operación y desmantelamiento de la instalación en cuestión; dicha organización debe demostrar ante la Autoridad Regulatoria que los medios técnicos que propone cumplen los objetivos que establecen las normas.

Dentro de su organigrama la ARN tiene, además de otras dependencias de apoyo, las Gerencias de Seguridad Radiológica, Física y Salvaguardias; de Licenciamiento y Control de Reactores Nucleares y de Apoyo Científico Técnico. Estos sectores son los encargados de ejercer el control y la fiscalización de las actividades llevadas a cabo por las entidades licenciadas en el marco de la normativa vigente.

La Norma básica de seguridad radiológica, AR 10.1.1. Revisión 3, aprobada por resolución del Directorio de la ARN N° 22/01 en el año 2001 tiene como objetivo: lograr un nivel apropiado de protección de las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes y de seguridad de las fuentes de radiación.

Esta norma se aplica a todas las instalaciones, prácticas e intervenciones que regula y fiscaliza la ARN. Su cumplimiento no exime del cumplimiento de otras normas y requerimientos no relacionados con la seguridad radiológica, establecidos por otras autoridades competentes.

Las instalaciones reguladas por la ARN pueden ser de distintas características, riesgos y envergadura, y son definidas según la Norma básica arriba citada, como Instalaciones Clase I, Clase II o Clase III según la complejidad de su proceso de licenciamiento.

Asimismo, las instalaciones pueden ser clasificadas en Instalación Minero Fabril, Instalación Nuclear o Instalación Radiactiva.

Es importante destacar que en cada caso se deben justificar las prácticas, respetar los límites de dosis y las restricciones de dosis establecidas, efectuar la optimización de la protección radiológica y prevenir adecuadamente la posibilidad de accidentes.

En lo relativo al licenciamiento de las instalaciones, la norma básica define Licencia como el documento por medio del cual la Autoridad Regulatoria autoriza, bajo ciertas condiciones, la operación de una instalación o la ejecución de una dada etapa de la vida de dicha instalación. Estas etapas pueden ser la construcción, puesta en marcha, retiro de servicio o cualquier otra que la Autoridad Regulatoria juzgue necesario licenciar y Registro, al Documento por medio del cual la Autoridad Regulatoria autoriza, bajo ciertas condiciones, a operar aquellas instalaciones en las que las dosis en los trabajadores y en el público, son poco significativas tanto en operación normal como en situaciones accidentales.

Asimismo se define Entidad Responsable como el Titular de las licencias de una Instalación Clase I; Titular de Licencia como la Persona física o jurídica a la que la Autoridad Regulatoria le otorga una o más licencias para una Instalación Clase I o Clase II; y Titular de Registro a la Persona física o jurídica a la que la Autoridad Regulatoria ha otorgado un Registro para una Instalación Clase III.

En cuanto al licenciamiento del personal de las instalaciones licenciadas por la ARN, la normativa define Licencia Individual como el certificado, expedido por la Autoridad Regulatoria, por el que se reconoce la capacidad técnico-científica de un individuo para desempeñar una función dada en una Instalación Clase I; y Autorización Específica al certificado, expedido por la Autoridad Regulatoria, por el que se autoriza a una persona, que posee Licencia Individual, a ejercer una función especificada, en una Instalación Clase I determinada.

Para las otras instalaciones se define Permiso Individual como el certificado, expedido por la Autoridad Regulatoria, por el que se autoriza a una persona a trabajar con fuentes de radiación, en una Instalación Clase II o en una práctica no rutinaria.

En la actualidad hay 62 normas regulatorias emitidas por la ARN y se encuentra en etapa de aprobación la norma para el licenciamiento de personal de instalaciones clase II y III del Ciclo de Combustible Nuclear. Asimismo, se encuentran vigentes 9 guías regulatorias, también emitidas por la ARN.

Además de la norma básica de seguridad radiológica, es importante tener en cuenta las siguientes normas de aplicación general:

- | | |
|------------|--|
| AR 6.1.1 | Exposición ocupacional de instalaciones radiactivas clase I. Rev. 1 |
| AR 6.1.2 | Limitación de efluentes de instalaciones radiactivas clase I. Rev. 1 |
| AR 10.12.1 | Gestión de residuos radiactivos. Rev. 2 |

AR 10.13.1	Norma de protección física de materiales e instalaciones nucleares. Rev. 1
AR 10.14.1	Garantías de no desviación de materiales nucleares y de materiales, instalaciones y equipos de interés nuclear. Rev. 0
AR 10.16.1	Transporte de materiales radiactivos. Rev. 2

La ARN cuenta además con un "Régimen de Tasas por Licenciamiento e Inspección" que se aplicará a las personas físicas o jurídicas que soliciten el otorgamiento o sean titulares de licencias, autorizaciones de operación, autorizaciones específicas y permisos individuales, como así también para aquellas personas físicas o jurídicas que soliciten el otorgamiento o sean titulares de certificados de aprobación del transporte de material radiactivo emitidas por la ARN.

Por último, la ARN tiene además la facultad de aplicar sanciones, tal como lo establece el artículo 16 inciso g) de la Ley N° 24.804, y eso se refleja en el "Régimen de Sanciones por Incumplimiento de las Normas de Seguridad Radiológica y Nuclear, Protección Física, Salvaguardias y No Proliferación Nuclear en Instalaciones Relevantes".

3. CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR

Se define al Ciclo de Combustible Nuclear como el conjunto de todas las operaciones asociadas con la producción de energía nucleoelectrónica, que incluyen:

- Minería del uranio
- Concentración
- Procesamiento y enriquecimiento del uranio
- Fabricación del combustible nuclear
- Operación de las centrales nucleares
- Reprocesamiento del combustible nuclear
- Investigación y desarrollo
- Gestión de desechos (incluyendo la clausura).

La Argentina tiene dos centrales nucleares en operación y una en construcción, dos reactores de investigación y docencia, un reactor de producción de radioisótopos, dos facilidades críticas, tres plantas de fabricación de combustibles nucleares, dos plantas de conversión de uranio, tres instalaciones de recuperación de uranio y facilidades de almacenamiento y disposición de residuos. Asimismo, distribuidas en los Centros Atómicos y Tecnológicos pertenecientes a la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) se encuentran 16 instalaciones de investigación, desarrollo, mediciones y análisis que asisten, dan apoyo, brindan resultados de laboratorio y llevan a cabo desarrollos a escala piloto, imprescindibles para las distintas etapas del ciclo de combustible nuclear. Dado que los trabajos asociados a desarrollos de las distintas etapas del ciclo del combustible son muy dinámicos, el número de instalaciones menores se incrementa en respuesta a esa demanda.

En la Argentina hay dos líneas del Ciclo de Combustible Nuclear, una de uranio natural (0,711 % en U 235) o levemente enriquecido (0,85 % en U235) dedicada al abastecimiento de los reactores nucleares de potencia y otra de uranio enriquecido al 20 % destinada a la producción de radioisótopos, investigación, desarrollo y docencia.

4. ESTADO ACTUAL DE LAS INSTALACIONES CLASE II Y III DEL CCN

El Ciclo de Combustible Nuclear en la República Argentina incluye un grupo de instalaciones menores a través de las cuales se realiza investigación, desarrollo, análisis y evaluaciones para las distintas etapas de este ciclo.

Se va a describir la experiencia regulatoria en el licenciamiento y control de las instalaciones clase II y III del Ciclo Combustible Nuclear a través del marco regulatorio vigente, del sistema para el licenciamiento de las instalaciones y su personal y del proceso de evaluación en la etapa de fiscalización.

Hasta el año 2010 todas las instalaciones clase II y III incluidas las del Ciclo de Combustible Nuclear (CCN) estaban bajo el control regulatorio de la Subgerencia Control de Instalaciones Radiactivas Clase II y III de la ARN.

En el año 2011, motivo de un acuerdo entre subgerencias y con el acuerdo de la Gerencia de Seguridad Radiológica, Física y Salvaguardias, el Directorio de la ARN resolvió, mediante Resolución 08/11, trasladar el seguimiento y control regulatorio de las instalaciones clase II y III del CCN a la Subgerencia Control de Instalaciones Clase I, pasando está a llamarse Subgerencia Control de Instalaciones Clase I y del Ciclo de Combustible Nuclear.

De ese modo, el control y la fiscalización de todas las instalaciones del CCN, excluyendo los reactores nucleares, tanto de las instalaciones clase I como de las Clase II y III se llevan a cabo en el mismo sector pudiendo realizar un seguimiento global de las actividades, lo que permite correlacionar los trabajos de las distintas instalaciones y optimizar accionar regulatorio.

4.1 Requisitos para el licenciamiento o registro de las instalaciones:

Las instalaciones Clase II y III, debido a sus menores riesgos, requieren sólo Licencia de Operación o Registro respectivamente.

En ambos casos las instalaciones deben remitir a la ARN información describiendo las facilidades, los riesgos asociados y las medidas de radioprotección a aplicar.

La instalación, a través del Titular de la Licencia, deberá presentar en ambos casos un documento denominado Documento Único de Evaluación de Seguridad Radiológica (DUESR). Los contenidos mínimos que se le solicita son:

- Propósito de la entidad
- Justificación
- Descripción
- Diagramas y/o planos con dimensiones
- Cantidad de material a utilizar
- Riesgos
- Condiciones normales de trabajo
- Condiciones Incidentales
- Sistemas de Protección Radiológicas
- Plan de Monitoreo
- Residuos
- Plan de Emergencias
- Misiones, Funciones y Formación requerida para el personal

Además deberá designar un Responsable por la Seguridad Radiológica, quien deberá contar con Permiso Individual o tramitarlo para tal fin.

4.2 Solicitud de Licencia o Registro:

El DUESR deberá ser enviado con una nota cabeza firmada por el Gerente de Área (el caso de CNEA) o Representante Legal (el caso de otras empresas) y el Responsable por la Seguridad Radiológica con Permiso Individual vigente.

Para ambos casos el solicitante deberá cumplir con los requisitos que figuran en el Anexo II de la Resolución de Directorio ARN 21/11, que es el marco regulatorio vigente para el licenciamiento del personal de instalaciones clase II y III del CCN, hasta tanto sea aprobada la norma correspondiente.

- Presentar una nota cabeza solicitando el Permiso Individual PI o el Permiso Individual para Registro PIR firmado por el Gerente de Área, o Representante Legal.
- Adjuntar el formulario correspondiente (www.arn.gov.ar).
- C.V actualizado, foto 4x4, certificado de estudio, fotocopia de DNI.
- Certificado de un curso de formación específica reconocido por la ARN de 40 h.

En el caso de que esa persona sea la Responsable de la Seguridad Radiológica, en dicha nota el Gerente lo deberá asignar como tal.

4.3 Riesgos radiológicos Asociados a las clases II y III del Ciclo:

Los principales riesgos asociados a las prácticas que se realizan en instalaciones clase II y III son:

- Contaminación Interna , la que puede darse:
 - Por Inhalación (Sistema Respiratorio)
 - Por Ingestión (Sistema Digestivo)
 - Incorporación por piel sana o por una herida (Sistema Circulatorio)
- Irradiación Externa, es casi despreciable porque se trabaja con uranio en muy pocas cantidades.
- El riesgo de criticidad no se considera por tratarse instalaciones que manipulan uranio natural o empobrecido o uranio enriquecido en cantidades muy inferiores a las de la masa crítica.
- Riesgo de piroforicidad del uranio: este riesgo debe considerarse cuando se trabaja con uranio metálico en contacto con oxígeno.

4.4 Protección Radiológica:

El principal riesgo de estas instalaciones está asociado a la posibilidad de inhalación de los compuestos sólidos en forma de polvos.

Estos compuestos en forma de polvos se deben manipular con protección respiratoria personal y/o dentro de una campana o caja de guantes con filtros absolutos y extracción de aire.

Otro riesgo a menor escala es el de Irradiación Externa en el caso que se usen pequeñas cantidades de Uranio con alto enriquecimiento.

En todos los casos deberán tenerse en cuenta las medidas necesarias para la protección contra la contaminación interna: protección personal, confinamiento y monitoreo de área cuando sea necesario.

Para minimizar las dosis por irradiación externa, cuando corresponda se deberán contemplar las distancias a las fuentes, organizar los tiempos de exposición y si es necesario colocar los blindajes adecuados.

En este tipo de instalaciones el riesgo de Criticidad no aplica, ya que de existir correspondería a una Instalación clase I según lo define la Norma Básica 10.1.1 D1, párrafo 48.

5. CONCLUSIONES

El control regulatorio sobre las instalaciones clase II y III del Ciclo de Combustible se realiza en el marco de la normativa general de radioprotección, aplicando la filosofía de velar por la seguridad de las personas, el ambiente y las generaciones futuras.

Desde el punto de vista de la protección radiológica y seguridad nuclear, los riesgos de este tipo de instalaciones son bajos, por ello el esfuerzo regulatorio es menor que el destinado a las instalaciones clase I, y la frecuencia de inspecciones es más baja.

Se realiza un seguimiento de las instalaciones desde el inicio de su proceso de licenciamiento llevando a cabo un análisis crítico de la documentación mandatoria y la evaluación del personal a licenciar. Una vez satisfechos ambos requerimientos, se emite la licencia de operación o registro, según corresponda y se otorgan los permisos individuales al personal. La fiscalización de la operación de las instalaciones requiere el seguimiento y archivo de la experiencia operativa. Cabe destacar que en este grupo de instalaciones no se han producido incidentes mayores ni accidentes. Sólo hemos registrado algunas anomalías (según escala INES) las que han sido resueltas de acuerdo a las premisas de la documentación mandatoria aprobada por esta ARN.

La adecuación del licenciamiento y el control regulatorio de las instalaciones clase II y III del Ciclo Combustible Nuclear a la iniciativa regulatoria del año 2011 ha demandado un esfuerzo importante del personal de la Subgerencia Control de Instalaciones Radiactivas y Ciclo de Combustible Nuclear ya que esta actividad requirió la actualización de la documentación mandatoria, la aprobación de programas de capacitación específicos y la ampliación de las actividades de licenciamiento del personal.

Asimismo, esta nueva filosofía regulatoria permite una visión global del ciclo de combustible ya que abarca el control integral de las actividades desde las de mayor riesgo hasta las menores.

Se tiene previsto continuar con esta filosofía regulatoria para todas las instalaciones del ciclo de combustible, destinando esfuerzos a la capacitación del personal, especialmente los más jóvenes, al licenciamiento de las nuevas instalaciones y de su personal, y a la supervisión del re-entrenamiento permanente del personal licenciado.

6. REFERENCIAS

- La Ley N° 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.
- La Radiación, la Gente y el Ambiente, Fundación TEA Trabajo, Educación y Ambiente.

Sistema de gestión de la seguridad radiológica y nuclear en Argentina

Serdeiro, N. y Spano, F.

SISTEMA DE GESTIÓN DE LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR EN ARGENTINA

Serdeiro, N. y Spano, F.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

nserdeiro@arn.gob.ar

RESUMEN

El objetivo de este trabajo es presentar el sistema de gestión de las actividades de la ARN que constituyen los cimientos del sistema regulatorio argentino en materia de protección radiológica y seguridad nuclear y la aplicación del ciclo Planificar-Hacer-Verificar-Actuar (PHVA) para los procesos esenciales, describiendo los elementos que lo componen y sus interacciones.

INTRODUCCIÓN

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) es el organismo del Estado Argentino cuya **misión** es proteger a las personas, el ambiente y las futuras generaciones de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes, cumpliendo la función de regular y fiscalizar la actividad nuclear en todo lo referente a la seguridad radiológica y nuclear, a las garantías de no proliferación nuclear y a la protección y seguridad física, así como también asesorar al Poder Ejecutivo Nacional en materias de su competencia.

La ARN fue creada mediante la Ley Nº 24.804 (Ley Nacional de la Actividad Nuclear), promulgada el 25 de abril de 1997, como entidad autárquica en jurisdicción de la Presidencia de la Nación.

Como Institución dedicada al control y fiscalización de todas las actividades que involucran radiaciones ionizantes, la ARN tiene como **visión**:

“Ser una Institución dotada de la más alta credibilidad, que genere la confianza y tranquilidad en la Sociedad Argentina y en la Comunidad Internacional de que todas las actividades que involucren radiaciones ionizantes se desarrollen en forma segura y con fines exclusivamente pacíficos, a través de la excelencia de su plantel profesional, sus valores institucionales y su accionar eficaz y eficiente, sustentados por una sólida Cultura de Seguridad”.

Los **objetivos esenciales** del accionar regulatorio son:

- Sostener un nivel apropiado de protección de las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes;
- Mantener un grado apropiado de seguridad radiológica y nuclear en las actividades nucleares desarrolladas en la República Argentina;
- Asegurar que las actividades nucleares no sean desarrolladas con fines no autorizados por la ley y las normas que en su consecuencia se dicten, así como por los compromisos internacionales y las políticas de no proliferación nuclear asumidos por el País;
- 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.

Estos objetivos se logran mediante un sistema de regulación basado, entre otros aspectos, en:

- ✓ Una planificación anual regular de sus actividades y proyectos;
- ✓ Un marco normativo compuesto por normas y guías regulatorias, además de regímenes específicos que deben cumplir los usuarios que trabajan con radiaciones ionizantes;
- ✓ Un plan de inspecciones, y evaluaciones en seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección y seguridad física, en las instalaciones nucleares y radiactivas de todo el país;
- ✓ Un plan de monitoreo ambiental;
- ✓ Un sistema de intervención en emergencias radiológicas y nucleares, operativo las 24 horas del día durante todo el año;
- ✓ Mediciones en laboratorios propios acreditados, para verificar el cumplimiento de los parámetros fijados en la documentación mandatoria, como complemento de las tareas de inspección y de monitoreo ambiental;
- ✓ Desarrollos científicos;
- ✓ Sanciones por incumplimiento a la normativa vigente.

En este contexto, la ARN asume el compromiso de proteger a la Sociedad y al Medio Ambiente basándose en:

- Un estilo de trabajo enmarcado en la ética como valor fundamental y en la búsqueda constante de la innovación científica.
- La identificación de todo su personal con el uso eficiente de recursos públicos y la mejora continua de las gestiones y de los servicios.
- Una organización establecida en torno de los principios de la calidad total y enfocada a preservar los intereses últimos de la Sociedad.
- La excelencia de su plantel de científicos y técnicos de la más alta formación profesional en el ámbito nacional e internacional.
- Un sistema de gestión enfocado a crear la conciencia sobre el valor de la seguridad en la Sociedad.
- El desarrollo continuo de sus recursos físicos y humanos con el propósito de cumplir con su misión.
- La disposición hacia la capacitación permanente del personal y de los regulados.
- La continua comparación con las entidades reguladoras del ámbito nuclear internacional que muestren el mayor grado de excelencia profesional y operativa.
- El desarrollo de una cultura interna de mejora continua de los procesos y productos.
- La cooperación a nivel regional entre organismos reguladores
- El intercambio de experiencia y conocimientos mediante relaciones internacionales.

Como **factores de éxito** para alcanzar satisfactoriamente los objetivos, la ARN promueve:

- Valores tales como la integridad moral, el respeto al prójimo, la honestidad y la tolerancia.
- Una conducta basada en la Responsabilidad Social.
- La capacidad de integrarse en grupos de trabajos que piensen en conjunto.
- El capital intelectual como principal recurso del accionar regulatorio.
- Una política de comunicación que permita una empatía muy fuerte con el medio externo y con los propios miembros de la organización, con la finalidad de lograr un alto

reconocimiento y credibilidad de la sociedad y de los organismos nacionales e internacionales.

- Un diseño estructural descentralizado basado en los principios de la Gestión de Calidad.

El accionar regulatorio, además de desarrollarse con alta calidad profesional, debe ser ejercido con actitud ética, en forma honesta, justa, transparente y socialmente responsable.

Atendiendo a estos conceptos básicos, el Directorio de la ARN aprobó en el año 2002 el **Código de Ética** de la Institución y en 2011 firmó la **Carta Compromiso con el Ciudadano**. El Código contiene los principios que debe cumplir todo el personal de la ARN, en los distintos puestos y jerarquías, durante el ejercicio de sus funciones. Es de cumplimiento obligatorio también para el personal contratado y becarios. La aplicación de este Código obviamente no exime de la responsabilidad de cumplir con la "Ley de Ética de la Función Pública" y sus normas modificatorias.

La Carta contiene los "parámetros de calidad" con que se desarrollan los procesos regulatorios, las "mejoras comprometidas" y los "compromisos asumidos" ante la ciudadanía, los cuales son monitoreados periódicamente mediante indicadores.

Ambos documentos pueden consultarse en la página web de la institución <http://www.arn.gob.ar>.

SISTEMA DE GESTIÓN

"El SG es un conjunto de elementos interrelacionados que establece políticas y objetivos y permite que estos objetivos se alcancen de manera segura, eficaz y eficiente".

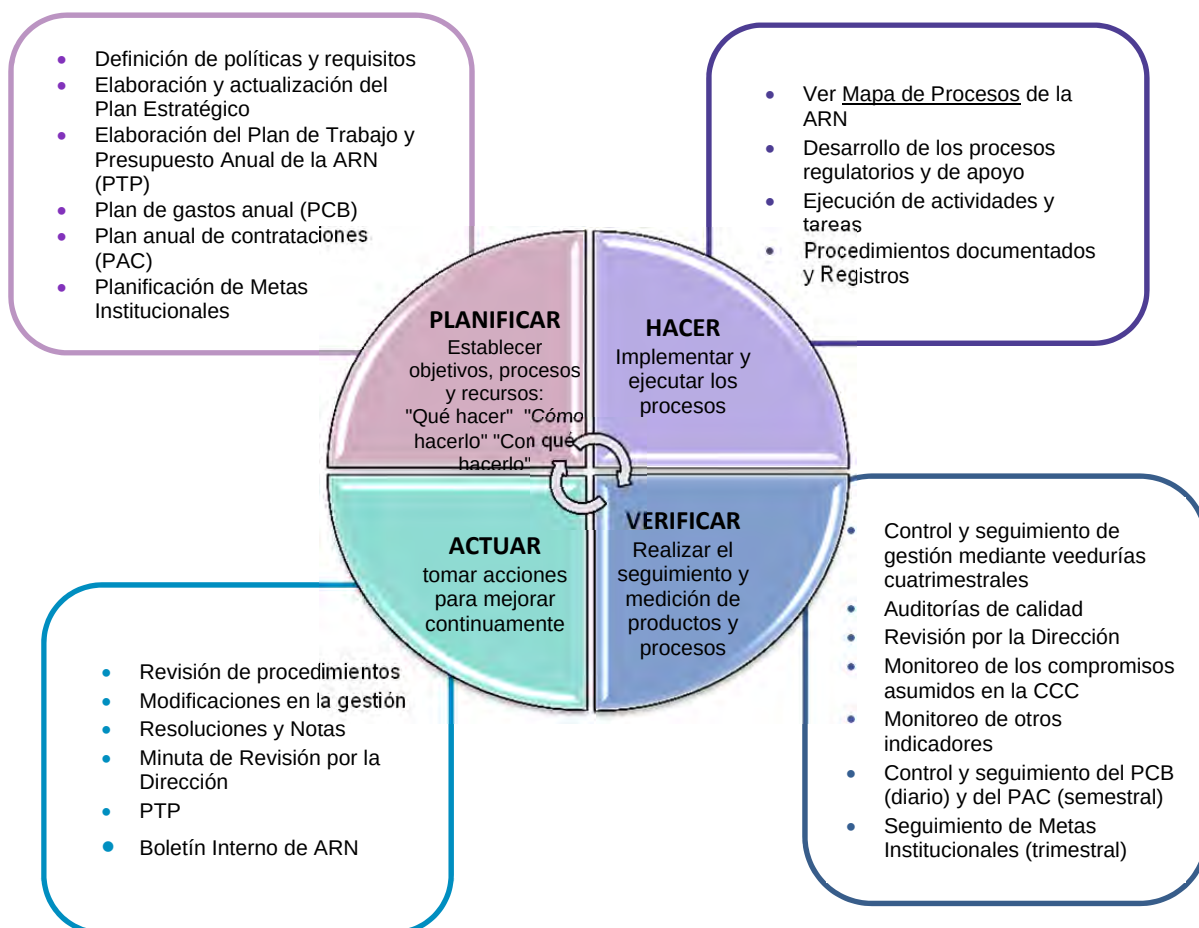
El modelo del Sistema de Gestión de la ARN está alineado con la Norma Internacional "GS-R-3: *The Management System for Facilities and Activities- Requirements*" del Organismo Internacional de Energía Atómica.

Entre los elementos que conforman el SG y que interactúan entre sí en forma sistémica, se mencionan la estructura organizacional, las políticas, los objetivos, los procesos, el método científico, los recursos, el personal, la cultura, los valores, la comunicación, los documentos y registros, entre otros.

La ARN ha implementado su Sistema de Gestión para mejorar continuamente la eficacia de su accionar regulatorio, enfocado en aumentar la satisfacción de los grupos de interés y fomentar la cultura de la seguridad, considerando que los requisitos ambientales, de salud, calidad, seguridad ocupacional y económicos se encuentran integrados a los requisitos de seguridad radiológica y nuclear.

Objetivo Principal del Sistema de Gestión: lograr y potenciar la seguridad radiológica y nuclear.

La metodología **Planificar-Hacer-Verificar-Actuar (PHVA)** se aplica tanto a la estructura de trabajo como a los procesos individualmente para la mejora continua.



PROCESOS DE LA ARN

A través de las tareas asociadas a las funciones de regulación y fiscalización de la actividad nuclear en la República Argentina, la ARN brinda a la sociedad y otros grupos de interés (stakeholders), seguridad radiológica y nuclear, protección y seguridad física y no proliferación nuclear.

Además de los procesos genéricos propios del sistema de gestión, el enfoque por procesos implementado en la ARN agrupa los procesos en 4 clases: de la Dirección, Estratégicos, Regulatorios y de Apoyo.

Procesos de la dirección

- ❖ Planificación estratégica
- ❖ Control de gestión
- ❖ Revisión por la Dirección

Procesos estratégicos

- ❖ Desarrollo institucional
- ❖ Desarrollo de recursos humanos y gestión del conocimiento
- ❖ Comunicación institucional
- ❖ Asuntos nucleares

Procesos regulatorios (principales)

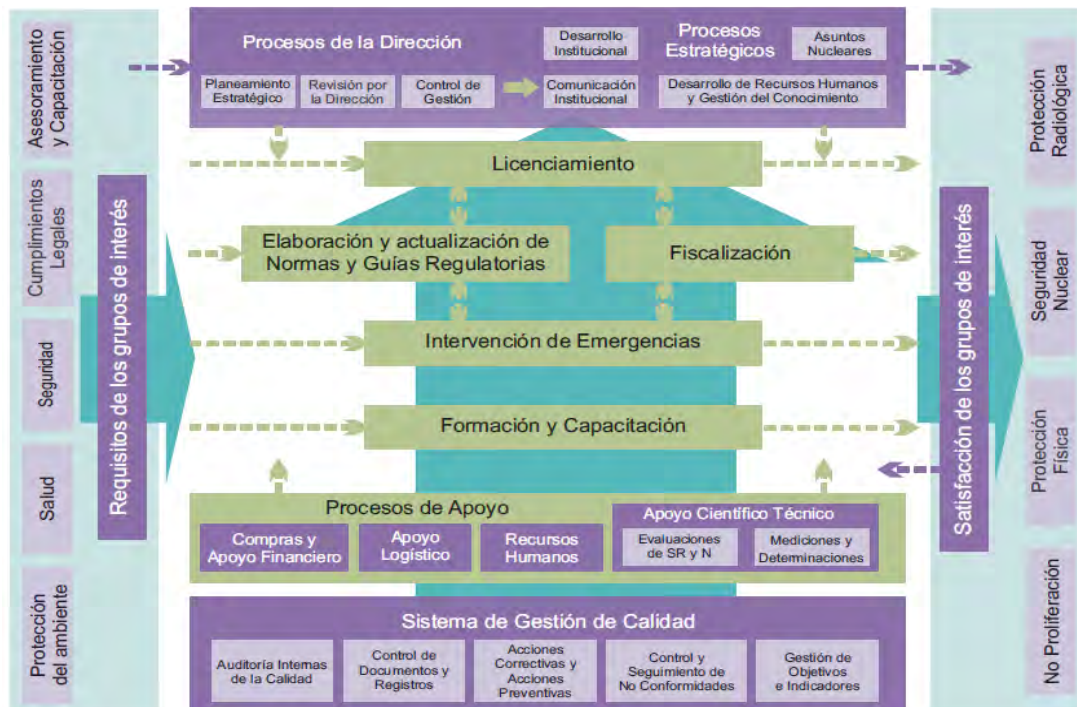
- ❖ Elaboración y actualización de normas y guías regulatorias

- ❖ **Licenciamiento:**
 - de Reactores Nucleares
 - de Instalaciones Clase I, que no sean reactores nucleares
 - de Personal de Instalaciones Clase I
 - de Instalaciones Clase II
 - Gestión de Permisos Individuales
 - Registro de Instalaciones Clase III
 - de Bultos para el Transporte de Materiales Radiactivos
- ❖ **Fiscalización:** Protección Radiológica, Seguridad Nuclear, Salvaguardias, Protección Física, Monitoreo Ambiental
 - de Reactores Nucleares
 - de Instalaciones Clase I, que no sean reactores nucleares
 - de Instalaciones Clase II
 - Transporte de Materiales Radiactivos
- ❖ **Intervención en emergencias**
- ❖ **Formación y capacitación:** Cursos de Posgrado, Cursos de Técnicos

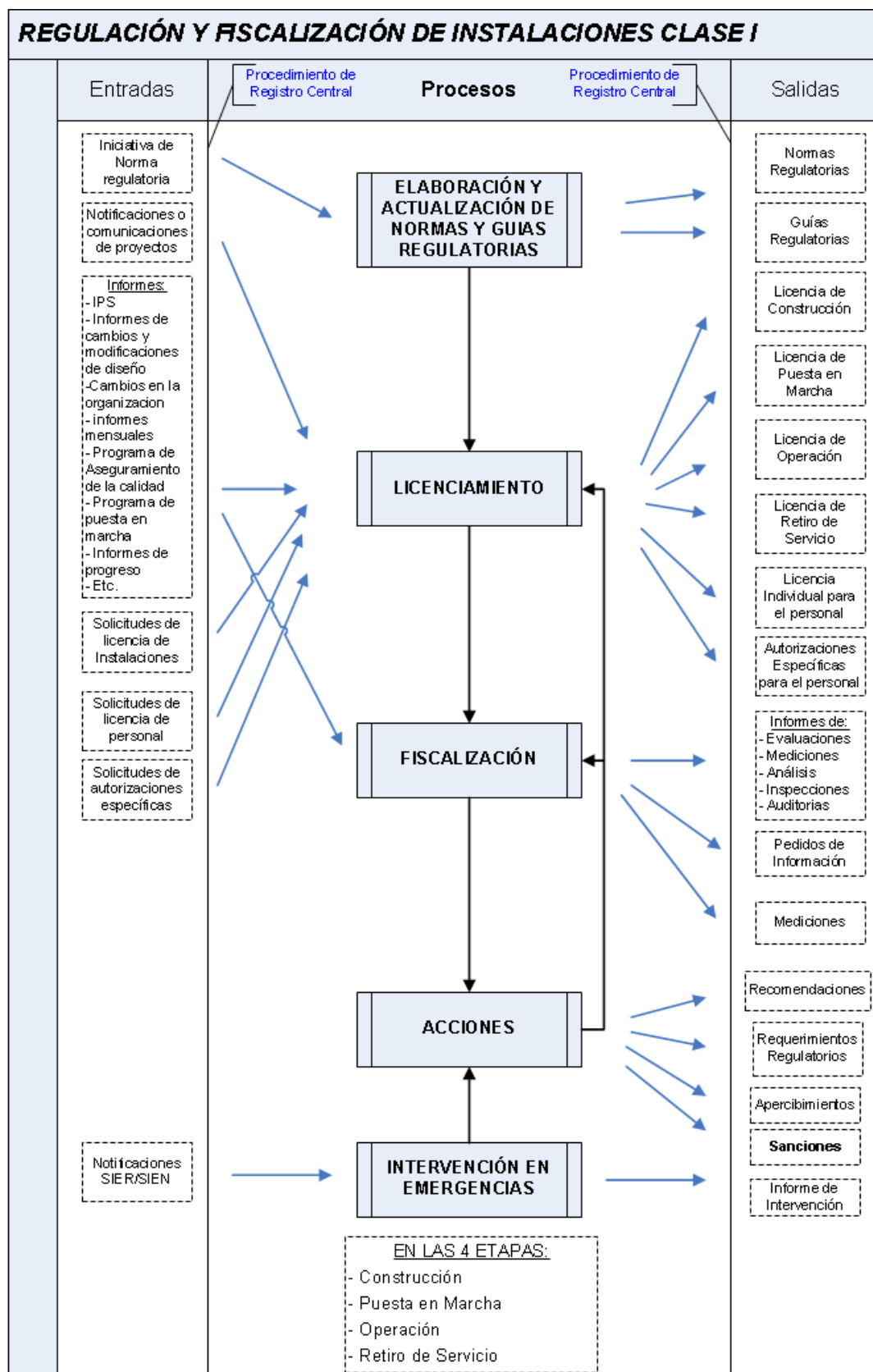
Procesos de apoyo

- ❖ **Apoyo Científico-Técnico**
 - Evaluaciones de Seguridad Radiológica y Nuclear
 - Mediciones y Determinaciones
- ❖ **Recursos Humanos**
- ❖ **Compras y Apoyo Financiero**
- ❖ **Apoyo Logístico**
 - Recursos Informáticos
 - Infraestructura
 - Gestión de la Documentación Entrante y Saliente

MAPA DE PROCESOS



INTERACCIÓN ENTRE LOS PROCESOS REGULATORIOS



Clase I: reactores nucleares de potencia, reactores nucleares de producción e investigación, conjuntos críticos, aceleradores de partículas con $E > 1\text{MeV}$ (excepto los de uso médico), plantas de irradiación, y otros.

ASPECTOS RELEVANTES DEL ACCIONAR REGULATORIO

A fin de priorizar la seguridad por sobre cualquier otro requisito, el accionar regulatorio en la república Argentina se distingue de otros órganos reguladores, por los siguientes aspectos:

- Organismo autárquico dependiente de Presidencia de la Nación,
- Independencia en la toma de decisiones basadas en juicios técnicos que surgen de la aplicación del método científico,
- Capacidad jurídica para actuar en el ámbito del derecho público y privado,
- Personal calificado.

CONTROL INTERNO

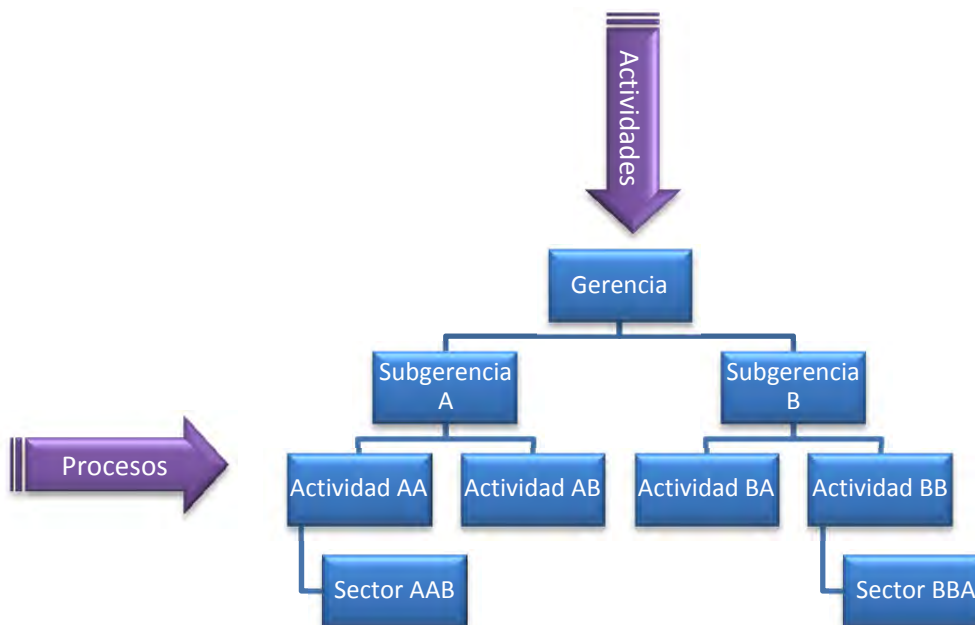
Permite medir el grado de cumplimiento de la planificación y verificar que se alcanzan los objetivos en tiempo y forma a través del seguimiento de indicadores; permite identificar desvíos en la planificación y en la ejecución de los procesos, generar acciones correctivas y preventivas y fijar responsabilidades para actuar en las soluciones.

Veedurías: Control de gestión vertical o por Actividades

El seguimiento y medición de las tareas planificadas anualmente se realiza mediante Veedurías cuatrimestrales a las Actividades y Proyectos que contribuyen al desarrollo de los procesos y al logro de metas y objetivos, según procedimiento documentado. Este control de gestión vertical, considerando la estructura organizacional, se complementa con el control de gestión por procesos transversal a la misma, mediante auditorías de calidad.

Auditorías de calidad: Control de gestión transversal o por procesos

Mediante las auditorías de calidad se verifica la implementación y eficacia del SG. Las mismas son realizadas por personas independientes del proceso que se audita y por quienes cuentan con la calificación adecuada. Los resultados de las auditorías son documentados y brindan información objetiva para la adopción de acciones correctivas y preventivas.



Revisión por la dirección

Es la revisión anual del SG llevada a cabo por el Directorio según procedimiento documentado y posterior definición de acciones a seguir.

Seguimiento del plan de gastos y del plan de compras

Cada gasto de la ARN es verificado en el plan anual, conforme el presupuesto aprobado por Ley, y registrado en el mismo. De esta manera se controla la ejecución presupuestaria por sector, día a día, si los mismos fueron planificados y se cruza dicha información con los resultados de las Veedurías.

CONTROL EXTERNO

Se mencionan como parte del control externo:

- Auditorías de la Sindicatura General de la Nación – SIGEN
- Auditorías de la Auditoría General de la Nación - AGN
- Auditorías del Organismo Argentino de Acreditación en el marco de la acreditación de los laboratorios de ensayo y calibración de la ARN – OAA
- Auditorías de calidad del Instituto Argentino de Normalización y Certificación - IRAM

RECURSOS FINANCIEROS

Conforme lo establecido en la Ley N°24.804, artículo 25, los recursos de la ARN provienen de:

- Las tasas regulatorias anuales – FF12
- Aportes del Tesoro Nacional – FF11
- Otros aportes (OIEA) – FF21

INDICADORES

Se utilizan indicadores de eficacia, intermedios de proceso y de resultado. Entre ellos se mencionan:

- Porcentaje de cumplimiento del plan de inspecciones, trimestral y anual.
- Porcentaje de cumplimiento de tareas en cada sector, trimestral.
- Porcentaje de ejecución presupuestaria de cada área, mensual o cuando sea necesario.
- Cantidad de evaluaciones por cada rama regulatoria.
- Días hombre dedicados a evaluaciones.
- Cantidad de documentos emitidos.
- Porcentaje de respuestas gestionadas en tiempo y forma.
- Dosis promedio en trabajadores, mensual.
- Dosis promedio en público, mensual.
- Cantidad de intervenciones SIER, anual.
- Porcentaje de sanciones cumplidas, anual.
- Sanciones que no se encuentran firmes, anual.
- Sanciones con presentación de recurrencia que modifica la sanción impuesta, anual.
- Sanciones con presentación de recurrencia que ratifican la sanción impuesta, anual.
- Aquellos asociados a las encuestas de satisfacción a usuarios, docentes y participantes.

CONCLUSIONES

Como engranajes destacables del sistema regulatorio se mencionaron:

- Un sólido y efectivo marco regulatorio en seguridad radiológica y nuclear, garantías de no proliferación nuclear y en protección y seguridad física de instalaciones y fuentes radiactivas.
- Los recursos humanos altamente capacitados para la ejecución de los procesos.
- La independencia en la toma de decisiones.
- El liderazgo ejercido por la Dirección en materia regulatoria.
- Una actitud socialmente responsable producto de la cultura de la seguridad.
- Una comunicación transparente y eficaz con los grupos de interés.
- Un régimen de sanciones frente al no cumplimiento de las normas regulatorias.
- Las herramientas tecnológicas necesarias para el correcto desempeño de las tareas científicas.

El modelo de gestión permite que estos engranajes funcionen como un Sistema y esto redundará en la mejora continua del accionar regulatorio y en una mayor eficiencia en el uso de los recursos, tanto humanos como físicos y financieros.

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.

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.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

esoppe@arn.gob.ar; adiscacciatti@arn.gob.ar; sgossio@arn.gob.ar

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 descrita en los documentos IAEA Safety Reports Series N°47, “Radiation Protection in the Design of Radiotherapy Facilities” y NCRP Report N°151, “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 asegurar el cumplimiento del resto de los puntos en la misma vertical.

1. 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- Cálculo de la dosis en dichos puntos. En este trabajo se utiliza el modelo de cálculo presentado en los documentos IAEA SRS N°47 [1] y NCRP 151 [2].
- 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 la instalación, en la mayoría de los casos son sectores no ocupados o con factores de ocupación muy bajos (sólo 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 (punto T de la figura 1) no garantiza el cumplimiento de otros puntos que aunque ubicados a mayor distancia que el punto T puedan tener ocupaciones mayores (punto V). En los casos donde haya (o pueda haber en el futuro) construcciones de altura linderas con recintos de radioterapia debe adicionarse esta evaluación.

2. MODELO DE CÁLCULO

El modelo de cálculo para la dosis, D , debida al haz principal, expresiones (1) y (2), esta descrito en el documento NCRP 151 [1].

$$D = \frac{W \cdot U \cdot T \cdot B}{d^2} \quad (1)$$

$$B = 10^{-1} 10^{-\left[\frac{r - TVL_1}{TVL_e}\right]} \quad (2)$$

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 de la Figura 1 es un punto ubicado sobre la medianera de una construcción vecina al bunker de irradiación (alternativamente puede tomarse 30 cm adentro de la construcción vecina). 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 de la 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 . El ángulo φ_l es aquel a partir del cual la evaluación del blindaje aportado por la losa tiene sentido geométrico y físico ($\tan \varphi_l = b/a$). La losa provee protección para ángulos mayores a φ_l (zona sombreada). Para ángulos menores a φ_l la protección la provee la pared lateral.

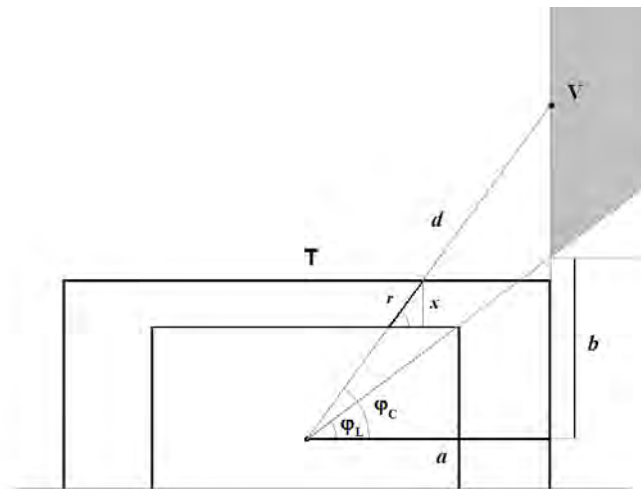


Figura 1. Corte transversal del recinto de irradiación.

3. ÁNGULO CRÍTICO

El ángulo crítico φ_c es el que corresponde al valor máximo de la dosis. De (1) y (2) se obtiene:

$$D = \frac{W.U.T. \cdot 10^{-1} 10^{-\left[\frac{r-TV L_1}{TV L_e}\right]}}{d^2} \quad (3)$$

De la figura 1 se deduce:

$$\text{sen } \varphi = \frac{x}{r} \quad (4)$$

$$\text{cos } \varphi = \frac{a}{d} \quad (5)$$

Reemplazando (4) y (5) en (3) se obtiene la dosis en función del ángulo φ .

$$D(\varphi) = \frac{W.U.T. \cdot 10^{-1}}{a^2} \cos^2 \varphi 10^{-\left[\frac{\frac{x}{\text{sen } \varphi} - TV L_1}{TV L_e}\right]} \quad (6)$$

Para obtener el máximo de la dosis, D , se deriva (6) con respecto a φ y se iguala a cero. De esa operación se deduce la relación (7).

$$\cot g^2 \varphi_c = \frac{2 \text{sen } \varphi_c TV L_e}{x \cdot \ln 10} \quad (7)$$

Aplicando la identidad (8) se obtiene (9).

$$\cot g^2 x + 1 = \csc^2 x \quad (8)$$

$$\frac{2 \cdot TV L_e}{x \cdot \ln 10} \text{sen}^3 \varphi_c + \text{sen}^2 \varphi_c = 1 \quad (9)$$

La expresión (9) siempre tiene una solución real y esa solución suministra el valor del ángulo crítico φ_c . Se observa la dependencia de φ_c con el espesor de la losa, x y con el deci-espesor de equilibrio, $TV L_e$ (y a través de este con el potencial acelerador). Si φ_c resultase menor que φ_l debería utilizarse este último como ángulo crítico.

4. RESULTADOS

La expresión (10) es la solución de (9) en función del parámetro s .

$$\begin{aligned} \text{sen } \varphi_c = & \left(\frac{1}{2s} - \frac{1}{27s^3} \left(\left(\frac{1}{2s} - \frac{1}{27s^3} \right)^2 - \frac{1}{729s^6} \right)^{\frac{1}{2}} \right)^{\frac{1}{3}} - \frac{1}{3s} + \dots \\ & \dots + \frac{1}{9s^2 \left(\frac{1}{2s} - \frac{1}{27s^3} \left(\left(\frac{1}{2s} - \frac{1}{27s^3} \right)^2 - \frac{1}{729s^6} \right)^{\frac{1}{2}} \right)^{\frac{1}{3}}} \end{aligned} \quad (10)$$

Donde

$$s = \frac{2.TVL_e}{x.ln10} \quad (11)$$

En la figura 2 se grafica el ángulo crítico en función del espesor de la losa de concreto, x , para los potenciales aceleradores típicos y para el ^{60}Co . Estos resultados se transcriben en la Tabla 1.

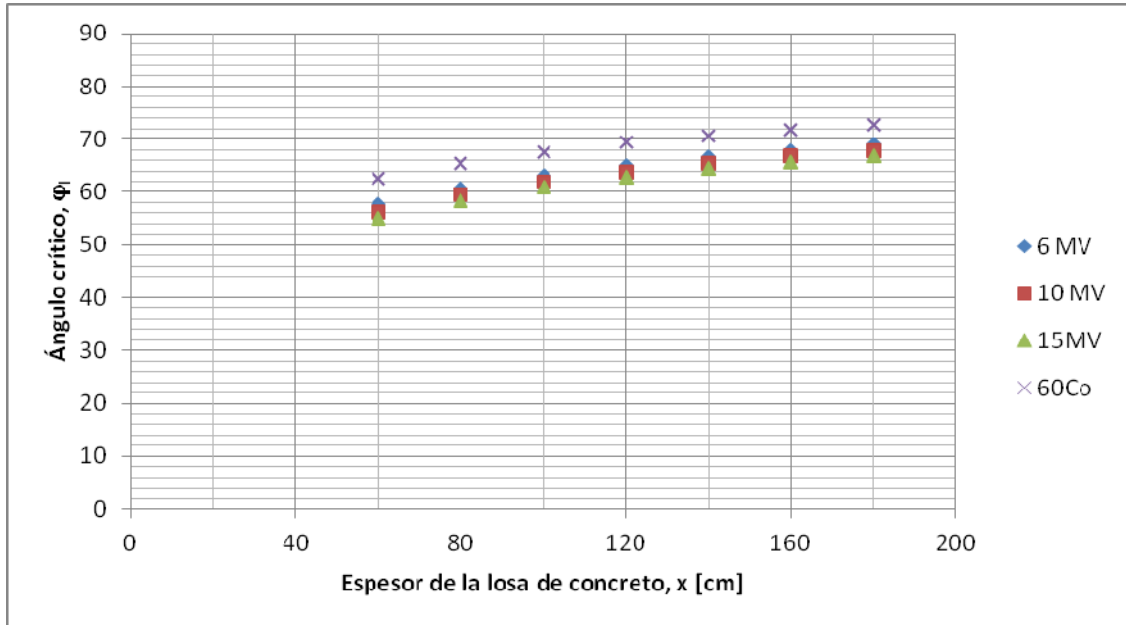


Figura 2. Ángulo crítico en función del espesor de la losa de concreto para los potenciales aceleradores 6, 10, 15 MV y para ^{60}Co .

Tabla 1. Ángulos críticos, φ_c , de acuerdo al espesor de la losa, x , y al potencial acelerador.

Potencial acelerador [MV]	Deciespesor de equilibrio, TVL_e [cm]	Espesor de la losa, x [cm]	Ángulo crítico, φ_c
6	33	60	58
		80	61
		100	63
		120	65
		140	67
		160	68
		180	69
10	37	60	56
		80	60
		100	62
		120	64
		140	65
		160	67
		180	68
15	41	60	55
		80	58
		100	61
		120	63
		140	64
		160	66
		180	67
^{60}Co	21	60	63
		80	66
		100	68

		120	69
		140	71
		160	72
		180	73

5. 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 de la Figura 1). Se calcularon estos ángulos en función del espesor de la losa y del potencial acelerador y se presentaron los resultados en la Figura 2 y en la Tabla 1.

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 (zona sombreada) permitiendo optimizar el cálculo del blindaje.

6. REFERENCIAS

- [1] IAEA Safety Reports Series N°47, “Radiation Protection in the Design of Radiotherapy Facilities”, 2006.
- [2] National Council on Radiation Protection and Measurements, NCRP Report No 151: Structural Shielding Design and Evaluation for Megavoltage X- and Gamma-Ray Radiotherapy Facilities, 2005.

La aplicación de sanciones por infracciones a las normas regulatorias en los usos industriales de material radiactivo

Truppa, W.

LA APLICACIÓN DE SANCIONES POR INFRACCIONES A LAS NORMAS REGULATORIAS EN LOS USOS INDUSTRIALES DE MATERIAL RADIATIVO

Truppa, W.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) es un organismo de control de la República Argentina, cuya misión es proteger a las personas, el ambiente y las futuras generaciones de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes, cumpliendo la función de regular y fiscalizar todo lo referente a la seguridad radiológica, física y nuclear y la aplicación de salvaguardias, así como al transporte de materiales radiactivos. El artículo 16 de la Ley N° 24.804, faculta a la ARN para la aplicación de sanciones regulatorias, para lo cual se desarrolló un procedimiento, aprobado desde 1996. En este trabajo se describen los mecanismos utilizados para aplicar el régimen de sanciones en los usos industriales de materiales radiactivos, la experiencia obtenida en los últimos años en las distintas etapas administrativas, así como los aspectos relevantes de algunos casos y/o situaciones excepcionales, que fueron detectadas por la ARN durante inspecciones regulatorias, por denuncias u otros medios, y que dieron lugar a la aplicación de sanciones administrativas en esos usos industriales. Dicho régimen contempla diversos tipos de sanciones, las cuales dependiendo de la gravedad de la falta, pueden ser: apercibimiento, multas, suspensión o cancelación de autorizaciones o permisos, y de ser necesario secuestro y/o decomiso de materiales radiactivos. Este régimen puede ser aplicado a organizaciones y/o a individuos. El accionar regulatorio argentino no basa su funcionamiento en un régimen punitivo, sino que busca concientizar a las entidades responsables, a los responsables por la seguridad radiológica de las instalaciones, y a las personas que llevan a cabo prácticas con materiales radiactivos, para que sus actividades se desarrollen en el marco regulatorio previsto incluyendo la *Cultura de la Seguridad*, construyendo una estrategia que conduzca hacia la prevención de exposiciones en situaciones de emergencia.

Área temática: 13- Uso de fuentes radiactivas. Metodologías para su control

1. Introducción

La ley N° 24.804 faculta a la Autoridad regulatoria Nuclear (ARN) a aplicar sanciones administrativas por incumplimientos a las normas regulatorias.

Las normas de la ARN incorporan su extensa experiencia regulatoria en el control y fiscalización de las actividades nucleares y radiológicas en el país, y son compatibles con las recomendaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) así como con los criterios científicos establecidos por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP).

Acorde a lo que establece la ley N° 24.804 en su artículo 16 y en sus incisos g) y h), la ARN puede aplicar sanciones graduadas según la gravedad de la falta en:

- Apercibimiento.
- Multa (acorde a la severidad de la infracción y la potencialidad del daño).
- Suspensión de la licencia, permiso o autorización o su revocación.

Y, asimismo, debe establecer los procedimientos administrativos para la aplicación de sanciones.

Dentro del mecanismo de aplicación de sanciones por incumplimiento de las normas regulatorias, la ARN dispone de los siguientes regímenes de sanciones regulatorias:

- Régimen de sanciones para instalaciones clases II y III, prácticas no rutinarias y transporte de materiales radiactivos.
- Régimen de sanciones para centrales nucleares.

- Régimen de sanciones por incumplimiento de las normas de seguridad radiológica y nuclear, protección física, salvaguardias y no proliferación nuclear en instalaciones relevantes.

En el presente trabajo se hará referencia a las sanciones aplicadas en el período 2002 – 2011 en los usuarios autorizados que emplean material radiactivo en las aplicaciones industriales, comprendidas en la clase II, antes mencionada.

Estas aplicaciones industriales se dividen en:

- Medición industrial (medición de espesor, humedad, peso, densidad, etc.).
- Usos petroleros que involucran el uso de material radiactivo.
- Actividades de gammagrafía industrial.

2. Desarrollo

Los organismos reguladores no basan su sistema regulador, en un mecanismo que implique la aplicación de sanciones o medidas para que el regulado cumpla con la normativa de aplicación. Si se utiliza este método coercitivo de manera rutinaria, el sistema regulador se debilita o empobrece.

En ese sentido, la aplicación de sanciones se debe realizar cuando un hecho, acción u omisión, sea detectado por su propio cuerpo de inspectores o a través de un tercero ajeno al área regulatoria, y que pueda significar la comisión de una infracción a las normas regulatorias, a los requerimientos regulatorios o a las condiciones establecidas en las licencias, autorizaciones o permisos otorgados por la ARN.

El régimen de sanciones funciona como último eslabón de la cadena de seguridad. En efecto, si el sistema es realmente efectivo y si las entidades responsables ejercen plenamente sus responsabilidades, la aplicación de sanciones y multas debería ser sólo en casos excepcionales. Lo contrario indicaría, entre otras cosas, un pobre comportamiento regulatorio. En tal sentido, una función regulatoria no formal de la ARN es concientizar a las Entidades Responsables (instalaciones) y a los Responsables Primarios (responsables por la seguridad radiológica) de su ineludible compromiso con la seguridad y con la sociedad.

Dentro del desarrollo del procedimiento administrativo se ha revisado y aprobado recientemente (09/08/2012) el procedimiento administrativo para aplicación de sanciones regulatorias.

Este régimen debe emplearse para aquellos casos en que la o las infracciones cometidas por el usuario autorizado, generen una situación de riesgo radiológico, o ante una violación a los criterios establecidos en las normas que constituyan infracciones al sistema regulatorio.

En caso de que las infracciones sean múltiples, las mismas pueden ser tenidas en cuenta, de manera de incrementar la severidad de la sanción por acumulación y la valoración de las mismas debe tener presente también, sanciones anteriores, aplicadas a la misma instalación.

3. Evolución de las aplicaciones de sanciones regulatorias entre 2004 y 2012

Este procedimiento administrativo para aplicar sanciones regulatorias describe las diferentes etapas que se deben transitar, hasta llegar a la decisión del Directorio de aplicar o no, una determinada sanción, en virtud de los antecedentes y la situación planteada.

Para ellos se ha establecido el procedimiento (G-DIR-03), acorde a lo establecido por los sistemas de calidad que emplea la ARN, el cual describe los pasos a seguir en el acto administrativo a fin de realizar la evaluación de la posible infracción hasta la elevación al Directorio de la ARN.

Existen diferentes etapas dentro del proceso administrativo, para la aplicación de una sanción, las cuales se mencionan a continuación:

- Detección de un hecho, una acción u omisión, por parte de un inspector de la ARN
- Detección de un hecho, una acción u omisión, por parte de personal ajeno a la ARN
- Designación de un agente investigador
- Designación de un agente instructor
- Producción del descargo y ofrecimiento de pruebas
- Evaluación de las pruebas
- Presentación de los alegatos

- Informe circunstanciado y fijación de la sanción
- Vía recursiva
- Ejecución/concreción de la sanción

Este régimen de sanciones, así como el procedimiento administrativo para su aplicación, se encuentra disponible en la página web de la ARN, www.arn.gob.ar empleando de esta forma un sistema de gestión transparente para los usuarios autorizados, en las diferentes prácticas o usos de material radiactivo y nuclear.

(Fig. 1), la cual se puede consultar de manera de conocer el sistema de sanción vigente.



Figura 1. Información disponible para los usuarios autorizados y miembros del público, sobre el régimen de sanciones que utiliza la ARN.

Las sanciones regulatorias aplicadas, son informadas al usuario autorizado y/o al responsable por la seguridad radiológica de la instalación según corresponda, por distintos sectores de la ARN, según se trate de una sanción económica (multa) o administrativa (llamado de atención, apercibimiento, suspensión de la licencia, etc.).

Estas sanciones aplicadas, son informadas de manera pública a través de los informes anuales que emite la ARN y que se pueden consultar a través de la página web de la ARN. www.arn.gob.ar (Fig. 2)



Figura 2. Ejemplos de los informes anuales emitidos por la ARN.

4. Resultados del accionar regulatorio

Durante los últimos 8 años (desde el 2004 al 2012) en el área de usos industriales de material radiactivo se han aplicado 39 sanciones regulatorias.

La distribución de sanciones aplicadas por año se muestra en el Gráfico N° 1, llegando a un máximo de 8 sanciones regulatorias en los años 2006 y 2009.

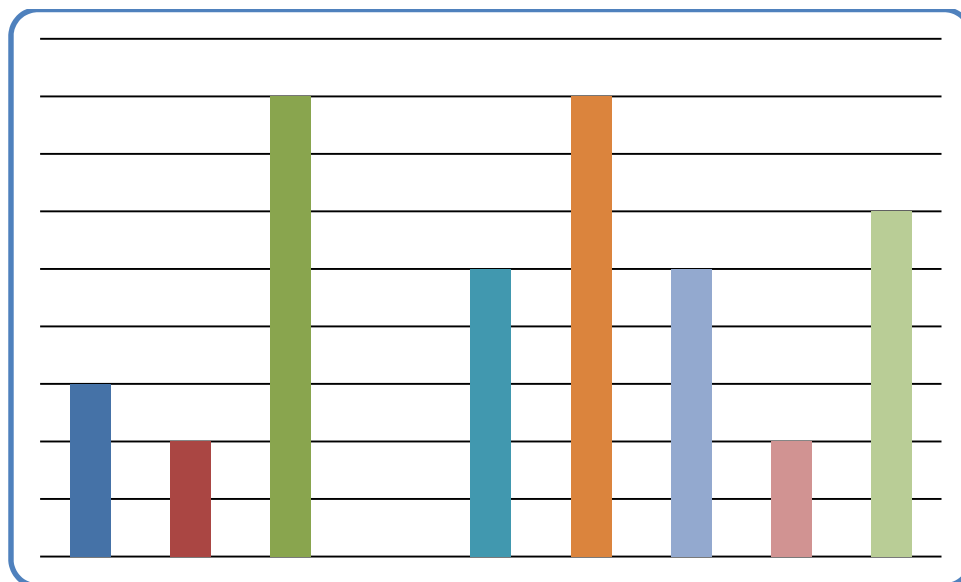


Gráfico N° 1. Cantidad de sanciones aplicadas por año

En el total de la distribución de sanciones agrupadas por tipo de aplicación industrial se presentan los siguientes valores: (Gráfico N° 2)

- 10 sanciones fueron aplicadas en el área de medición industrial
- 8 sanciones se aplicaron en usos petroleros de material radiactivo
- 21 sanciones fueron aplicadas en el área de gammagrafía industrial

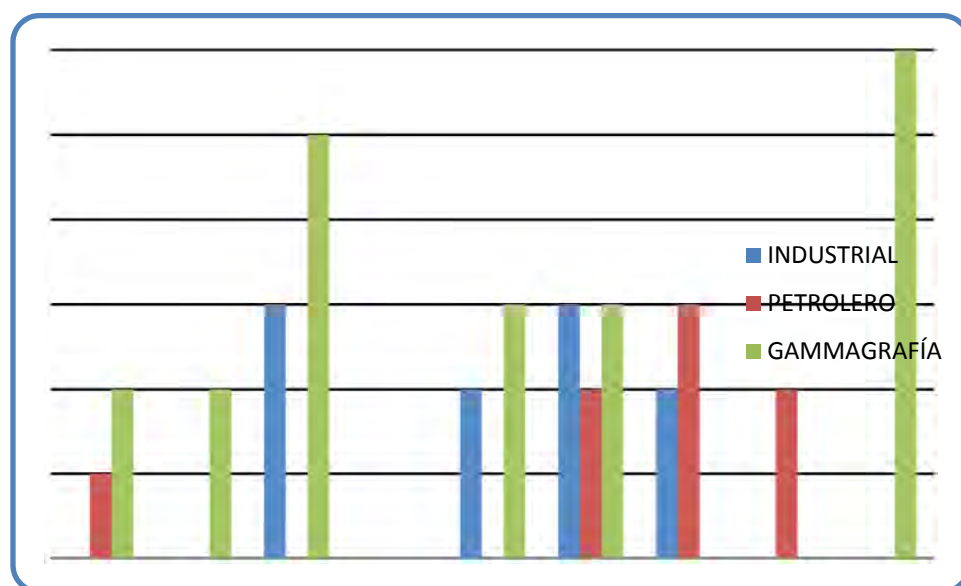


Gráfico N° 2. Distribución de sanciones aplicadas por tipo de uso, por año

Asimismo, del total de las 39 sanciones regulatorias aplicadas, la cantidad de infracciones que dieron lugar a su evaluación acorde al régimen establecido, fueron las siguientes: (gráfico N° 3)

- 19 sanciones se aplicaron a los responsables por la seguridad radiológica de la instalación o a personal con permiso individual, otorgado por la ARN.
- 20 sanciones se aplicaron a instalaciones que utilizaban material radiactivo bajo el sistema regulador.

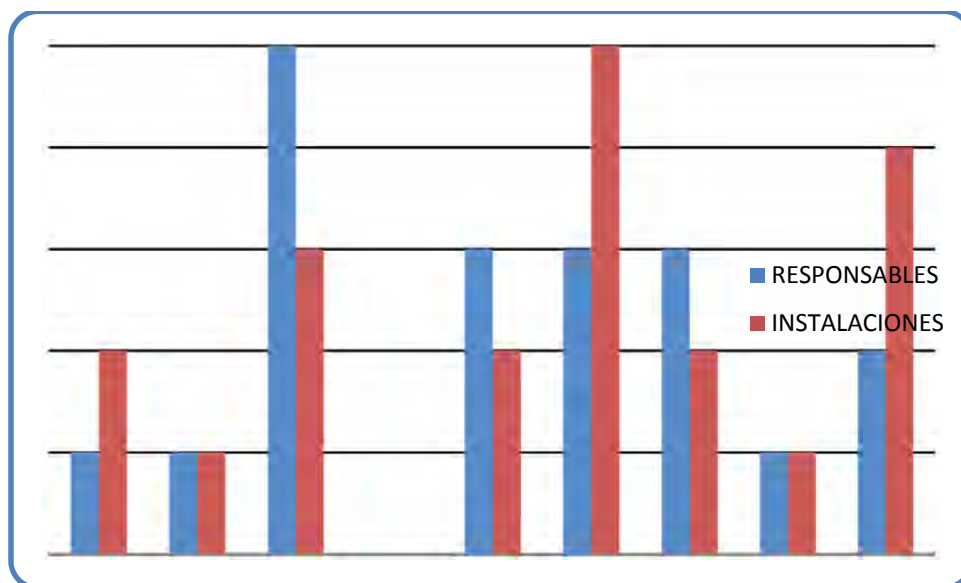


Gráfico N° 3. Sanciones aplicadas a responsables e instalaciones autorizadas por año

Finalmente la distribución por el tipo de sanción aplicada presenta el siguiente resultado (gráfico N° 4)

- En dos casos se realizó un llamado de atención
- En 11 casos se realizó un apercibimiento
- En 26 casos se aplicaron multas (sanciones económicas) a las personas con permiso individual y a las instalaciones comprendidas en el alcance de este régimen.

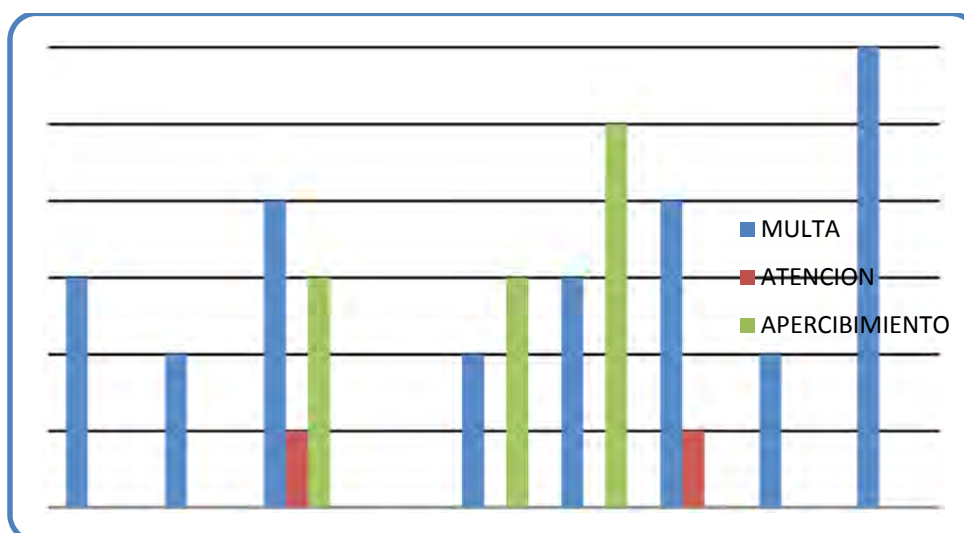


Gráfico N° 4. Tipo de sanciones aplicadas por año

El llamado de atención es una opción que tiene el directorio de la ARN, para aquellos casos donde considere que existen atenuantes de importancia para disminuir la categoría de la sanción y solo se aplica a aquellas infracciones menores, cuyo resultado no tiene impacto en la seguridad.

El monto de la multa se determina para cada artículo del régimen o posible infracción cometida a las normas regulatorias, en función de la potencialidad del daño y la severidad de la infracción. Acorde a ello, en ambos casos se aplicará la evaluación correspondiente, siendo que para cada uno de estos factores o criterios corresponde ponderarlos de acuerdo a la siguiente escala:

- Leve
- Moderada
- Grave

Una vez finalizada la evaluación del caso, el Directorio de la ARN a través de una resolución, indica el resultado del análisis de la infracción cometida, a las áreas administrativas y técnicas, de manera de que estas informen a las personas y a la instalación involucrada, la decisión tomada.

Entre las infracciones observadas en el período mencionado en el presente trabajo, se indican las siguientes situaciones que originaron sanciones regulatorias:

- Tráfico ilícito de material radiactivo
- Extravío de material radiactivo
- Faltas cometidas durante el transporte de material radiactivo
- Realizar uso de material radiactivo sin contar con permiso individual y/o licencia de operación
- Incumplimiento de medidas administrativas durante el uso de material radiactivo
- Realizar la exportación de material radiactivo sin la debida autorización
- Operar sin los correspondientes elementos de radioprotección
- Trasladar material radiactivo a depósitos no autorizados por la ARN

4. Conclusiones

La ARN utiliza el régimen de sanciones regulatorias como un mecanismo para corregir desvíos en el individuo responsable por la seguridad radiológica y en la instalación autorizada para el uso de material radiactivo, ante infracciones a las normas específicas, establecidas para cada uso o propósito de fuentes de radiación.

Es necesario que los organismos encargados del control de material radiactivo, dispongan de este tipo de herramientas, de manera de poder aplicar un sistema de gestión transparente, en particular, estableciendo reglas claras para los usuarios autorizados y miembros del público, con el propósito de alcanzar un elevado compromiso con la sociedad, el medioambiente y el trabajador, implantando la cultura de la seguridad y la percepción del riesgo radiológico, con la intención de prevenir incidentes con consecuencias radiológicas.

5. Bibliografía

- Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Norma Básica de Seguridad AR 10.1.1 – Rev. 3, Buenos Aires, Argentina, (2003).
- Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Operación de Fuentes de Radiación para Aplicaciones Industriales AR 7.9.2. – Rev. 0, Buenos Aires, Argentina, (2006).
- Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Permisos Individuales para Operadores de Fuentes de Radiación para Aplicaciones Industriales. AR 7.11.2. – Rev. 0, Buenos Aires, Argentina, (2006).
- Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Operación de equipos de gammagrafía industrial. AR 7.9.1. – Rev. 3, Buenos Aires, Argentina, (2010).
- Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Permisos individuales para operadores de equipos de gammagrafía industrial. AR 7.9.1. – Rev. 3, Buenos Aires, Argentina, (2010).
- Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Transporte de materiales radiactivos. AR 10.16.1. – Rev. 2, Buenos Aires, Argentina, (2012).

- Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Norma de seguridad física de fuentes selladas. AR 10.13.2. – Rev. 0, Buenos Aires, Argentina, (2007).
- Procedimiento administrativo de la ARN, Aplicación de sanciones. G-DIR-03 – Rev. 2, Buenos Aires, Argentina, (2012)
- Régimen de Sanciones para Instalaciones Clases II y III, Prácticas no Rutinarias y Transporte de Materiales Radiactivos; aprobado por Resolución del Directorio de la ARN N° 32 (26/8/02)
- International Atomic Energy Agency, “Regulatory control of radiation sources” IAEA Safety Standards Series GS-G-1.5, Vienna, IAEA, (2004).
- International Atomic Energy Agency, “Governmental, legal and regulatory framework for safety” IAEA Safety Standards Series GSR Part 1, Vienna, IAEA, (2010).

Safety and Security in Industrial Applications of Radioactive Sources. Two Principles, One Only Commitment

Truppa, W.

Presentado en: International Conference on the Safety and Security of Radioactive Sources: Maintaining
the Continuous Global Control of Sources throughout their Life Cycle
Abu Dhabi, Emiratos Árabes Unidos, 27 al 31 de octubre de 2013

SAFETY AND SECURITY IN INDUSTRIAL APPLICATIONS OF RADIOACTIVE SOURCES. TWO PRINCIPLES, ONE ONLY COMMITMENT

Truppa, W.A.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

wtruppa@arn.gob.ar

The Nuclear Regulatory Authority (ARN, in Spanish) of Argentina applies the basic principles of radiation protection and the necessary requirements to ensure radiation safety and physical security of radioactive sources, established in its Regulatory Standards. The criteria used by Regulatory Standards ([1], [2], [3], [4]) aim to reinforce and strengthen the measures of safety and security of radioactive material applying the concepts of safety culture and defence in depth. This paper refers to the criteria currently applied to mobile radioactive sources that are used in industrial applications with measurement purposes, studies of well logging and industrial radiography.

Radiation Safety requirements

Authorized personnel to manage and use radioactive sources	Radiological monitoring of radioactive sources at all times including transport	Compulsory disposal of disused radioactive sources
Authorization for disposal of radioactive material	Specific procedures in case of radiological incidents	Leak test of radioactive sources
Authorization for entry of radioactive material in Argentina on a case by case basis	Authorizations for transference, sale, or borrowing of radioactive sources	Specific training courses for each industrial application supervised and approved by the ARN
Periodically updated radioactive material inventory for each authorized facility or organization	Enforce regulatory requirements during inspections of radioactive sources and /or package	Authorized storage area for radioactive sources

Table 1. Radiation safety measures required by ARN standards.

Security requirements

To appoint an authorized personnel as responsible for security of the installation	To define specific procedures to response in case of a malicious act	Defence in depth in storage area, during transport and operation of radioactive sources
To prepare a security plan as part of its responsibility during the use of radioactive sources	Specific in- transit storage areas for radioactive sources	Adequate measures to prevent from unauthorized access to the radioactive sources

Table 2. Security measures required by NRA standards.

According to Argentine Regulatory Standards, the companies or facilities authorized must implement different actions in a preventive way to comply with them. Among the operations performed using radioactive materials in industry, three specific activities require the application of safety and security measures:

Radiation Safety Measures

Storage area	Transport	Operation
Verification of the radiation level of every shielding contains radioactive sources	Description of radioactive material within the shipment	Use of individual dose monitoring
Leak test of radioactive sources. Keep shielding in good conditions	Labels and marks on packages and placards on vehicles	Restrict access to unauthorized people
Acute inventory list of radioactive sources	Proper completed documents for the shipment	Safe handling of radioactive sources
Adequate signals in the storage area and identification of radioactive sources	Proper conditions for storage, loading , stowage, unloading and tie-down of the packages	One person with individual authorization (by ARN) must be present during operations
Records of every movements of radioactive sources (in/out)	Evaluation of probable difficulties during transport (rain, snow, poor road conditions)	Check radiation levels during the operation
Emergency procedures	Emergency procedures	Emergency procedures

Table 3. Radiation safety measures applied by users of radioactive sources.



Figures 1, 2 and 3. Examples of safety measures applied by users of radioactive sources.

Security Measures

Storage area	Transport	Operation
To evaluate all the requirements to protect the radioactive sources	Use of adequate communication equipment (mobile and satellite phones, radio transceivers)	Provide appropriate surveillance of the radioactive sources
Use of walls, fences, padlocks, alarms, infrared detectors, CCTV, access control for authorized staff, etc.	Use of any system to fix the packages of radioactive sources to avoid bangs, falls, etc.	Use of padlocks or block systems in shields that contain radioactive sources to be operated only by authorized personnel
Specific procedures to avoid unauthorized removal and use of radioactive sources	Satellite Tracking Equipment to monitor vehicle during transport	Access control to the operation area

Table 4. Security measures applied by users of radioactive sources.



Figures 4, 5 and 6. Examples of security measures applied by users to protect radioactive sources.

CONCLUSION

Finally as the result of the application of ARN's standards, high commitment towards safety and security during the use of radioactive sources in industrial applications was obtained.

REFERENCES

- [1] - Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Operación de Fuentes de Radiación para Aplicaciones Industriales AR 7.9.2. – Rev. 0, Buenos Aires, Argentina, (2006).
- [2] - Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Norma de seguridad física de fuentes selladas. AR 10.13.2. – Rev. 0, Buenos Aires, Argentina, (2007).
- [3] - Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Transporte de materiales radiactivos. AR 10.16.1. – Rev. 2, Buenos Aires, Argentina, (2011).
- [4] - Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Operación de equipos de gammagrafía industrial. AR 7.9.1. – Rev. 3, Buenos Aires, Argentina, (2010).

Validación, incertidumbre y aseguramiento de la calidad de una técnica de medición *in vivo* de I-131 en tiroides

Villella, A.; Puerta, N. y Gossio, S.

Presentado en: IX Congreso Regional de Seguridad Radiológica y Nuclear.
Río de Janeiro, Brasil, 15 al 19 de abril de 2013
IX Congreso Argentino de Protección Radiológica
Mendoza, Argentina, 2 al 4 de octubre de 2013

VALIDACIÓN, INCERTIDUMBRE Y ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD DE UNA TÉCNICA DE MEDICIÓN *IN VIVO* DE I-131 EN TIROIDES

Villella, A.¹; Puerta, N. y Gossio, S.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

El ¹³¹I es uno de los radionucleidos que más contribuye a la dosis de trabajadores y público por incorporación en escenarios de exposición interna. Debido a su emisión gamma de 364 keV y su retención selectiva en tiroides, el método más confiable para su detección consiste en la medición *in vivo* de tiroides.

El Laboratorio de Dosimetría Interna (DI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, utiliza para la medición *in vivo* de ¹³¹I en tiroides, un sistema de espectrometría gamma con detector de NaI(Tl). Este método se seleccionó para acreditarse bajo norma ISO/IEC 17025:2005, siguiendo la iniciativa institucional de aseguramiento de la calidad en sus técnicas de medición. Para dar cumplimiento a los requisitos para obtener la acreditación se llevó a cabo un plan de validación que permitió la caracterización de la técnica de medición de ¹³¹I, así como la evaluación de su incertidumbre. La metodología de validación comprendió la verificación de algunos parámetros, como son: el límite de detección, el límite de cuantificación, el rango de operación, la repetibilidad, la veracidad y la robustez. En la evaluación de la incertidumbre se analizaron las fuentes de error y su contribución a la incertidumbre total. En el aseguramiento de la calidad se establecieron procedimientos para realizar el seguimiento de la validez de los ensayos.

Este estudio permitió verificar que el método es apropiado y cumple con las necesidades requeridas para el uso previsto, lo cual permitió su acreditación bajo la norma ISO/IEC 17025:2005.

1. INTRODUCCIÓN

La medición *in vivo* de ¹³¹I en tiroides es una de las técnicas que realiza el Laboratorio de Dosimetría Interna (DI) de la ARN y requiere 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 [1]. La calibración consta de 3 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 generalmente se emplea en ésta un maniquí simulador de cuello y una fuente calibrada de ¹³¹I o ¹³³Ba con forma de tiroides. La medición de la actividad presente en la tiroides se efectúa con el sistema debidamente calibrado, posicionando a la persona en la misma geometría establecida durante el proceso de calibración en eficiencia. La actividad medida se determina de acuerdo a la expresión 1 como:

$$A_{med} (Bq) = \frac{V_P - V_F}{\eta \times Y} \quad (1)$$

¹ avillella@arn.gob.ar

Donde: A_{med} : Actividad presente en tiroides (Bq). V_p : Tasa de conteo neto de la tiroides de la persona a medir. V_f : Tasa de conteo neto del fondo. η : Eficiencia del sistema (cuentas/seg.Bq). Y : Emisividad del radionucleido.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

El Laboratorio DI posee para la Medición de Actividad en Tiroides dos Equipos compuestos cada uno por detector de INa de 1,5x1 (Equipo N° 1) y de INa 3x3 (Equipo N° 2).

En este trabajo se evaluaron los siguientes parámetros: el límite de detección LD, el límite de cuantificación LQ, la repetibilidad, la veracidad, la robustez, la linealidad, el rango de trabajo y la incertidumbre de la medición.

2.1. LD Y LQ:

Se analizaron 34 espectros gamma de personas no contaminadas con el Equipo N° 1 y 10 espectros gamma de personas no contaminadas con el Equipo N° 2. Se calculó el límite de detección de acuerdo a la expresión 2.

$$LD = \frac{3 + 4.65\sqrt{B}}{\eta \times Y \times t} \quad (2)$$

Donde: **LD**: Límite de detección. **B**: Cuentas totales de fondo. η : Eficiencia (cuentas/desintegración). **Y**: Emisividad. **t** : Tiempo de medición

El criterio de aceptación establecido para el límite de detección es que éste no se ubique por encima de los $1,6 \times 10^3$ Bq de ^{131}I , correspondiente al nivel de investigación derivado calculado para una frecuencia de monitoreo de 14 días y fase vapor del nucleido [2].

Se calculó el límite de cuantificación LQ como 3 veces el límite de detección LD. Se verificó que este límite no sea mayor a los 3×10^3 Bq de ^{131}I que corresponde a la actividad más pequeña que puede ser usada en los ejercicios de intercomparación [3].

2.2. Veracidad:

Se realizaron n mediciones independientes ($n \geq 3$), con 3 repeticiones de cada medición, del simulador de cuello con una fuente certificada en forma de tiroides de ^{131}I (Material de Referencia Certificado ó MRC). Se determinó la actividad del MRC (expresión 3) para siete diferentes niveles de actividad con el Equipo N° 1 y cuatro niveles de actividad con el Equipo N° 2.

$$A_{ij} \text{ (Bq)} = \frac{V_p - V_f}{\eta \times Y \times k_1 \times k_2 \times k_3 \times k_4} \quad 1 \leq i \leq 10, 1 \leq j \leq 3 \quad (3)$$

Donde: A_{ij} : Actividad presente en tiroides, correspondiente a la j-ésima medición replicada de la i-ésima medición independiente (Bq). V_p : Tasa de conteo neto del MRC de ^{131}I . V_f : Tasa de conteo neto del fondo. η : Eficiencia (cuentas/seg.Bq). **Y**: Emisividad del radionucleido. k_1 : Factor de corrección por decaimiento del nucleido desde el momento de la calibración hasta el comienzo de la medición. k_2 : Factor de corrección para el decaimiento del nucleido durante el periodo de conteo. k_3 : Factor de corrección por atenuación, por ser el mismo simulador de cuello de la calibración resulta =1. k_4 : Factor de corrección por diferencias en el tamaño de la tiroides, por usarse el mismo tamaño de tiroides de la calibración resulta =1.

Se calculó la diferencia entre la media de cada medición independiente y su valor verdadero usando la expresión 4:

$$B_{ri} = \frac{\bar{A}_i - A_{ref}}{A_{ref}} \quad (4)$$

Donde: **B_{ri}**: Sesgo relativo de una medición independiente. **$\bar{A}_i$** : Media de la i-ésima medición independiente. **A_{ref}**: Valor certificado de la fuente de referencia (MRC).

Se calcula el sesgo relativo de cada analista como la media de los B_{ri} para los diferentes niveles de actividad evaluados. Se busca que el valor de B_r se ubique en un rango de -0,25 a 0,50 para un k=1 (nivel de confianza del 68%) [3].

2.3. Precisión:

Cada analista realizó, para diferentes niveles de actividad, n mediciones independientes ($n \geq 3$), con 3 repeticiones de cada medición, de la fuente ¹³¹I certificada con forma de tiroides, usando el mismo equipo, dentro del mismo laboratorio y en intervalos cortos de tiempo. Se determinó la precisión de cada analista como la desviación estándar de cada actividad medida según indica la expresión 5.

$$S_r = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^N (B_{ri} - B_r)^2}{(N-1)}} \quad (5)$$

Se busca que el valor absoluto de esta desviación sea menor o igual a 0,4 para un k=1 (nivel de confianza del 68%) [3]. Se debe aplicar el test F y el test t a las determinaciones de actividad medidas por los diferentes analistas y se debe verificar con un nivel de confianza del 95% que no hay diferencia entre analistas. Se puede determinar la reproducibilidad intermedia S_R como la desviación estándar de cada actividad medida para todos los analistas.

2.4. Robustez:

Se evaluaron aquellos parámetros que resultan críticos para el método, como el error en el posicionamiento de la persona a medir con respecto a la posición patrón usada para la calibración, el cambio de las dimensiones de la tiroides, el cambio de la profundidad de la tiroides en el cuello con respecto a la profundidad patrón (1,5 cm de la superficie del cuello).

Se realiza la prueba t para evaluar si las variaciones afectan la determinación de la actividad para un nivel de significancia α del 5%. Se analiza su contribución a la incertidumbre teniendo en cuenta los datos reportados por expertos y/o asumiendo una distribución rectangular (ver expresión 6):

$$E(x) = \frac{a_+ + a_-}{2}, \quad u(x) = \frac{a_+ - a_-}{2\sqrt{3}} \quad (6)$$

Donde: Valor esperado E(x) e incertidumbre u(x) de una variable x con distribución rectangular. a₊: valor más grande de x. a₋: valor más pequeño de x

2.5. Linealidad:

Se midió el MRC con forma de tiroides con diferentes niveles de actividad de ^{131}I . Se graficaron los valores de actividad medidos en función de los valores de actividad reales y se inspeccionó de forma visual, el rango de actividades de ^{131}I para el cual el sistema de detección responde de forma lineal. Se determinó por mínimos cuadrados el ajuste lineal correspondiente. Seguidamente se obtuvo el coeficiente de determinación (R). Se realizó un análisis de residuos y se realizó la prueba t donde se verifica que la pendiente es diferente de cero con un nivel de confianza del 95%.

2.6. Rango de trabajo:

Se establece el rango de trabajo como menor o igual al rango lineal obtenido, con el requisito adicional de que el límite inferior del rango de trabajo coincida con el límite de cuantificación.

2.7. Participación en ensayos de aptitud:

Se establece que el Laboratorio DI debe participar en ensayos de aptitud para la determinación de ^{131}I en tiroides por lo menos una vez cada 3 años [3].

2.8. Incertidumbre:

Se analizaron todas las fuentes de error y se calculó la incertidumbre combinada del método mediante la combinación de todas las contribuciones consideradas [4]. En la tabla 1 se presentan las principales fuentes de incertidumbre y sus métodos de evaluación.

Tabla 1. Fuentes de incertidumbre y métodos usados para su evaluación.

Fuente de inc.	Método de evaluación
Tasa de conteo neto, V_N	Método de propagación de errores. Resultado automático obtenido del programa usado para el análisis de espectros [4].
Eficiencia, η	Método de propagación de errores [4].
Emisividad, Y	Dato nuclear de referencia.
Corrección por decaimiento del nucleido desde el momento de la calibración hasta el comienzo de la medición, k_1	Método de propagación de errores [4].
Corrección por decaimiento del nucleido durante el periodo de conteo, k_2	Método de propagación de errores [4].
Corrección de atenuación, k_3	Dato reportado en la literatura
Efecto del tamaño de la tiroides, k_4	Distribución rectangular asumida de datos medidos
Error por posicionamiento, k_5	Distribución rectangular asumida de datos medidos
Repro. intermedia, S_R	Desviación estándar de los datos obtenidos por todos los analistas.

En la ecuación 7 se puede observar la forma como contribuyen las diferentes incertidumbres en la incertidumbre total de la actividad:

$$\frac{u^2(A)}{A^2} = \frac{u^2(\eta)}{\eta^2} + \frac{\sum_{i,j=1}^n u^2(N_{ij})}{\left[\sum_{i,j=1}^n N_{ij}\right]^2} + \frac{u^2(Y)}{Y^2} + \frac{u^2(k_1)}{k_1^2} + \frac{u^2(k_2)}{k_2^2} + \frac{u^2(k_3)}{k_3^2} + \frac{u^2(k_4)}{k_4^2} + \frac{u^2(k_5)}{k_5^2} + \frac{S_R^2}{n} \quad (7)$$

Donde: **$u(A)$** : Incertidumbre estándar combinada asociada a la actividad A presente en tiroides. **$u(\eta)$** : Incertidumbre estándar combinada asociada a la eficiencia η . **$u(N)$** : Incertidumbre estándar asociada al número de cuentas netas N en la ROI. **$u(Y)$** : Incertidumbre estándar asociada a la emisividad Y. **$u(k_m)$** : Incertidumbre estándar asociada a su correspondiente factor k_m , donde $m=1,2,3,4$ y 5. **N_{ij}** : Número de cuentas netas en la ROI de la i-ésima repetición de la j-ésima medición independiente.

3. RESULTADOS

3.1. LD Y LQ:

El LD correspondiente a la tasa de fondo esperada para el Equipo N° 1 es de $2,5 \times 10^2$ Bq de ^{131}I y para el Equipo N° 2 es de 1×10^2 Bq de ^{131}I . En las figuras 1A y 1B se muestran las tasas totales de los espectros de fondo analizados para cada equipo.

El LQ para el Eq. N° 1 corresponde a una actividad de $7,5 \times 10^2$ Bq de ^{131}I y a una actividad de 3×10^2 Bq para el Eq No 2 con un nivel de confianza del 95%.

Se postuló que la distribución de la tasa total en la región de interés (ROI) correspondiente al ^{131}I , responde a una distribución rectangular, de modo que se espera que todos los valores de tasa total del fondo sean igualmente probables dentro de un límite superior e inferior correspondientes a la tasa máxima y mínima. El valor del LD se halló con la tasa esperada de esta distribución.

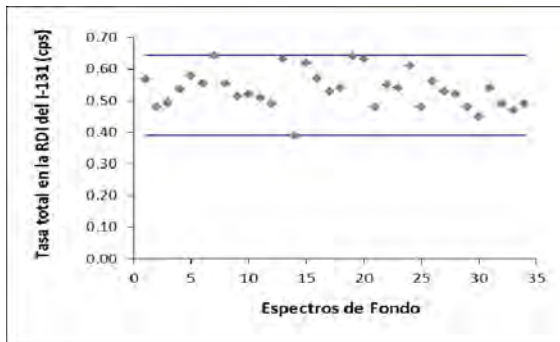


Figura 1A: Equipo 1. Tasa total de los Espectros de Fondo ($n=34$) en la ROI del I-131. — Límite superior e inferior correspondientes a la tasa máxima=0,64 cps y tasa mínima=0,39cps. Tasa esperada=0,52 cps.

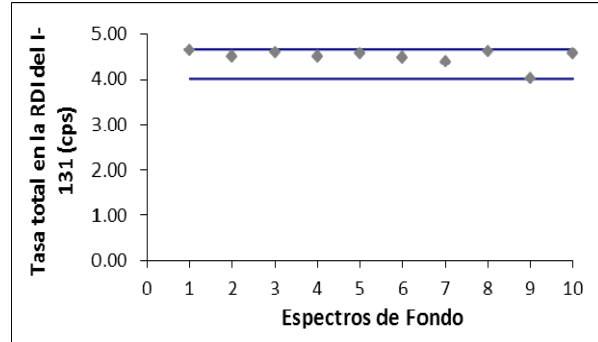


Figura 1B: Equipo 2. Tasa total de los Espectros de Fondo ($n=10$) en la ROI del I-131. — Límite superior e inferior correspondientes a la tasa máxima=4,65 cps y tasa mínima=4,02 cps. Tasa esperada=4,34 cps.

3.2. Veracidad:

En la figura 2 se muestran los sesgos obtenidos por cada operador para 7 diferentes determinaciones de actividad del MRC con el Equipo N° 1.

En la figura 3 se muestran los sesgos obtenidos por cada operador para 4 diferentes determinaciones de actividad del MRC con el Equipo N° 2. Para todos los niveles de actividad se verificó la veracidad de cada analista, que en todos los casos se encontró dentro del rango recomendado de $-0,25$ a $+0,50$ [3].

Se verifica que, para todos los operadores y todos los niveles de actividad evaluados, hay suficiente evidencia que permite establecer que no hay diferencia entre el promedio de la serie de datos obtenidos de la medición del MRC y el valor de referencia declarado en el certificado, con un nivel de confianza del 95%.

Para los niveles de actividad de I-131 mayores a 2×10^3 Bq se verificó que el sesgo se encuentra dentro del rango recomendado para los “testing Laboratories” (Laboratorios proveedores de Ensayos de Aptitud) de $-0,05$ a $+0,10$ [3]. El Nivel Mínimo de Evaluación (MTL, sigla en inglés) en Ensayos de Aptitud para la medición *in vivo* de tiroides es de 3×10^3 Bq de I-131, por lo que actividades menores a este MTL no requieren estar dentro del rango de restricción de $-0,05$ a $+0,10$ [3]. El sesgo medido alrededor del límite de cuantificación (3×10^2 Bq), aunque está fuera del rango recomendado para los Laboratorios Proveedores de Ensayos de Aptitud, sigue estando dentro de los valores recomendados ($-0,25$, $+0,50$) para propósitos de evaluación de la capacidad del laboratorio para medir ^{131}I en la tiroides.

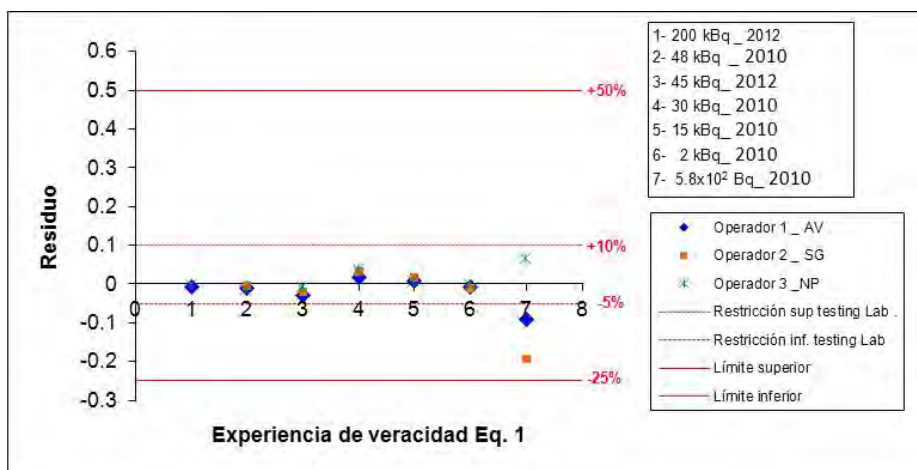


Figura 2. Carta de control del sesgo obtenido por cada operador para diferentes determinaciones de actividad con Equipo 1.

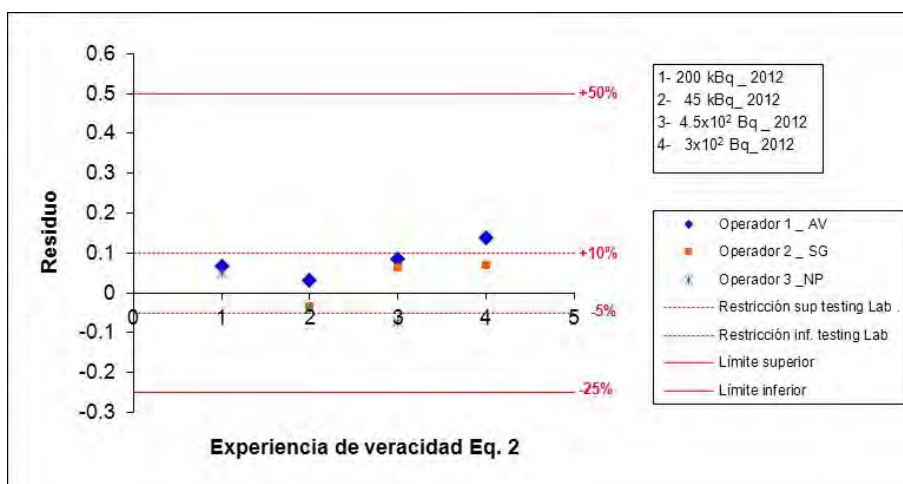


Figura 3. Carta de control del sesgo obtenido por cada operador para diferentes determinaciones de actividad con Equipo 2.

3.3. Precisión:

Para todos los niveles de actividad evaluados se verificó la precisión de cada analista, que en todos los casos fue menor a 0,4. Se verificó con un $\alpha = 0,05$ que no hay diferencia entre analistas excepto en la determinación de la actividad de $4,6 \times 10^4$ Bq con el equipo 2. Para tener en cuenta la incertidumbre por la reproducibilidad intermedia en este caso, se asume que la misma presenta la siguiente forma:

$$u(S_R) = \frac{S_R}{\sqrt{n}} \quad (8)$$

Donde: $u(S_R)$: es la incertidumbre asociada a la repetibilidad intermedia. S_R : Desviación estándar del Laboratorio. n : número de mediciones independientes.

Para los niveles de actividad mayores a 2×10^3 Bq evaluados con el Equipo 1 se obtuvo una precisión menor a 0,08 indicado para los Laboratorios Proveedores de Ensayo de Aptitud. La desviación estándar de la actividad medida a un nivel alrededor del límite de cuantificación resultó ser del 20%, la cual sigue estando dentro de los valores recomendados (<40%) para propósitos de evaluación de la capacidad del laboratorio para medir ^{131}I en la tiroides [3]. Además es de esperarse que la S_R aumente para actividades pequeñas pues está correlacionada con la incertidumbre de la tasa de conteo.

En la tabla N° 2 se puede observar que la contribución de la incertidumbre de la reproducibilidad intermedia a la incertidumbre total resulta ser menor al 0,5% para todo el rango de actividades medidas, por lo tanto el aporte de la incertidumbre de la S_R se considera despreciable.

3.4. Robustez:

Para el cálculo del error por variación de posicionamiento se realizaron mediciones ($n=3$) del simulador de cuello con fuente certificada de ^{133}Ba en diferentes posiciones con respecto a una ubicación patrón (tiroides centrada, distancia cuello-detector 12 y 13 cm para Eq 1 y 2 respectivamente) y se verificó con la prueba t que no existe diferencia significativa entre ninguna de las posiciones evaluadas y la posición patrón. Para tener en cuenta el error por posicionamiento en el análisis final se propone suponer una distribución rectangular de los posibles valores de la actividad con límites del intervalo iguales a el valor de actividad más alto, que en nuestra experiencia, correspondiente a una posición de la tiroides 1 cm más abajo que la posición de referencia y el valor de actividad más pequeño correspondiente a una posición de la tiroides rotada 10° con respecto a la posición de referencia.

Para el cálculo del error por variación de dimensiones de la tiroides se realizaron mediciones ($n=3$) del simulador de cuello con fuente certificada de ^{131}I para tres diferentes tamaños de tiroides: chica, normal y grande [5]. Los resultados muestran que en todos los niveles de actividad evaluados, no existe diferencia significativa entre ninguno de los tamaños evaluados y la tiroides normal. Para tener en cuenta el error por tamaño de la tiroides se propone suponer una distribución rectangular de los sesgos con límites del intervalo iguales a el valor más grande del sesgo registrado, que en nuestro caso se obtuvo para la tiroides grande a un nivel de actividad de 1439 Bq y el valor más pequeño del sesgo registrado, el cual se obtuvo para la tiroides chica a un nivel de actividad de 1463 Bq.

El efecto de la atenuación por las diferencias en el espesor del tejido que se encuentra entre la tiroides y la superficie del cuello, según la literatura, tiene un valor del 5% si este espesor varía entre 0,5 y 2,5 cm [6]. Dado que esta es la profundidad en la cual una persona normal tiene la tiroides, se propone tomar este dato como la incertidumbre asociada a la atenuación.

3.5. Linealidad:

En la figura 4A y 4B se muestran los resultados correspondientes a las experiencias para evaluar la linealidad.

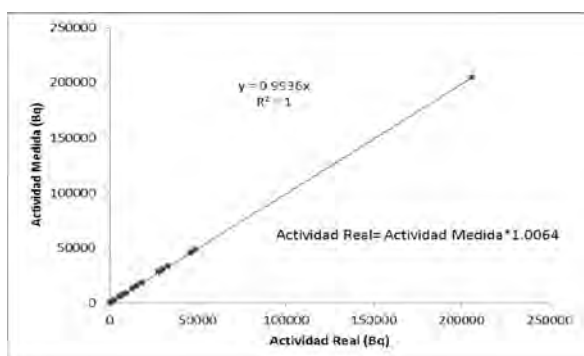


Figura 4A. Actividad medida en función de la Actividad real en un rango de 3×10^2 a 2×10^5 Bq. La pendiente es diferente de cero con un nivel de confianza del 95%. $t_{cal}/t_{teo} = 9/2,1$

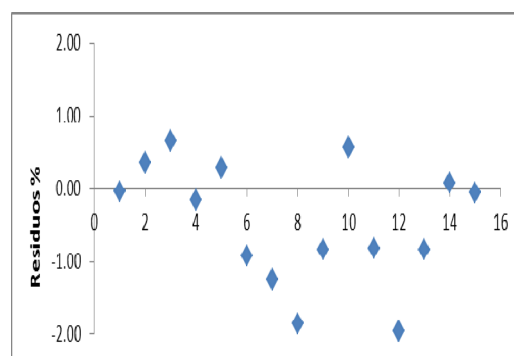


Figura 4B. Análisis de Residuos.

Se verifica que se tiene una respuesta lineal entre la actividad medida y la actividad real entre el LQ de 3×10^2 Bq y 2×10^5 Bq de ^{131}I .

3.6. Rango de Trabajo:

Se estableció el rango de trabajo como igual al rango lineal obtenido, por lo tanto corresponde a un rango de actividad de ^{131}I entre 3×10^2 Bq y 2×10^5 Bq.

3.7. Participación en Ensayos de Aptitud:

Desde el año 2009 el Laboratorio DI ha participado satisfactoriamente hasta la fecha en tres ejercicios de intercomparación. El primer ejercicio fue organizado a nivel Regional por la OIEA en el año 2009, y los dos últimos ejercicios llevados a cabo en el 2011 y 2012 fueron organizados por el Laboratorio Metrología de Radioisótopos CNEA-CAE.

3.8. Incertidumbre:

En la tabla 2 se presentan los coeficientes de sensibilidad de cada una de las fuentes de incertidumbre y su porcentaje de contribución a la incertidumbre típica de la actividad.

En el proceso de medición de actividad en la tiroides de una persona se puede despreciar la contribución a la incertidumbre proveniente de los factores de corrección k_1 , k_2 y de la reproducibilidad intermedia. La incertidumbre estándar combinada asociada al resultado de la medición de actividad en una persona puede ser calculada según la siguiente expresión (9) [1]:

$$u(A_{med}) = A_{med} \cdot \sqrt{\left(\frac{u(N)}{N}\right)^2 + \left(\frac{u(\eta)}{\eta}\right)^2 + \left(\frac{u(Y)}{Y}\right)^2 + E_j^2} \quad (9)$$

Donde:

$u(A_{med})$: Incertidumbre estándar combinada asociada a la actividad presente en tiroides. $u(N)$: Incertidumbre estándar asociada al número de cuentas netas en la ROI. $u(\eta)$: Incertidumbre estándar combinada asociada a la eficiencia. $u(Y)$: Incertidumbre estándar asociada a la emisividad Y. Ej : es la incertidumbre combinada basada en la evaluación de expertos, la cual incluye el efecto de la atenuación (k_3), la diferencia en el tamaño de la tiroides (k_4), y el error de posicionamiento (k_5).

Tabla 2. Fuentes de incertidumbre que influyen en la determinación de la actividad, sus incertidumbres asociadas, sus coeficientes de sensibilidad Ci y porcentaje de contribución a la incertidumbre típica de la actividad.

Magnitud, Xi	Estimación xi	Incertidumbre típica u(xi)	Inc. Típica Relativa (%)	Ci	Contrib. a la inc. Típica %
Tasa de conteo neto, V_N	1520 – 0,8	5 – 0,5	0,3% - 70%	1	10% - 98%
Eficiencia, η	0,001-0,0072	$3,5 \times 10^{-5}$ - $2,5 \times 10^{-4}$	4%	1	20%-0,3%
Emisividad, Y	0,812	0,008	0,99%	1	1%-0,02%
Corrección por decaimiento calibración-medición, k_1	1,18-0,99	5×10^{-8}	$4 \times 10^{-6}\%$	1	<0,001%
Corrección por decaimiento medición, k_2	0,999	5×10^{-8}	$5 \times 10^{-6}\%$	1	<0,001%
Factor de Corrección de atenuación, k_3	2,48	0,12	5%	1	32%-0,5%
Efecto del tamaño de la tiroides, k_4	1,14-0,93	0,06	5,10%	1	33%-0,5%
Error por posicionamiento, k_5	—	—	3,20%	1	13%-0,2%
Reproducibilidad, $S_R/\sqrt{n}$	—	—	0,2% - 5 %	1	0,1%-0,5%
Act. med, A_{med}	2×10^5 - 1×10^2	7×10^3 - 7×10^1	3,7%-70%	—	—

4. CONCLUSIONES

El LC, LD y LQ cumplen con las condiciones especificadas para su validación.

Para todos los niveles de actividad se verificó la veracidad de cada analista, que en todos los casos se encontró dentro del rango recomendado de –0,25 a +0,50.

Para todos los niveles de actividad evaluados se verificó la precisión de cada analista, que en todos los casos fue menor a 0,4. Se verificó con un $\alpha = 0,05$ que no hay diferencia entre analistas excepto en la determinación de la actividad de $4,6 \times 10^4$ Bq con el equipo 2. En este caso, para superar el no cumplimiento de la condición, se tuvo en cuenta la contribución de esta incertidumbre a la incertidumbre total de la actividad.

El error en el posicionamiento de la persona a medir, el cambio de las dimensiones de la tiroides, el cambio de la profundidad de la tiroides en el cuello con respecto a la profundidad patrón no afectan de forma significativa la determinación de la actividad con un nivel de confianza del 95%.

Se verifica que hay suficiente evidencia que permite establecer que se tiene una respuesta lineal entre la actividad medida y la actividad real en un rango de trabajo entre el LQ de 3×10^2 Bq y 2×10^5 Bq de ^{131}I .

Los resultados satisfactorios obtenidos en las participaciones en los ejercicios de intercomparación demuestran la competencia técnica del Laboratorio CTC para llevar a cabo este método.

El plan de validación desarrollado permitió la caracterización de la técnica de medición de ^{131}I , la identificación de las principales fuentes de incertidumbre que influyen en la determinación de la actividad así como su contribución a la incertidumbre total. El procedimiento establecido por el Laboratorio CTC para la determinación de actividad de ^{131}I en tiroides es adecuado para el propósito fijado, lo cual permitió su acreditación bajo la norma ISO/IEC 17025:2005.

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. ICRP 78. *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 (1997).
3. ISO 28218-1. *Radiation Protection-Performance criteria for Radiobiassay*, Suiza (2010).
4. OAA-DC-LE-03. *Expresión de la Incertidumbre de medida en las Calibraciones / Ensayos*. Versión 4 (2012).
5. Kramer G H, Yiu S. “The Canadian National Calibration Reference Centre for in vivo Monitoring: Thyroid Monitoring. Part VII: Effect of counting geometry on I131 monitoring”, *The Canadian Journal of Medical Radiation Technology*, **27** (3), 116-121 (1996).
6. Kramer G H. “Considerations in assigning dose based on uncertainties from in vivo counting”, *Environ Health Perspect*, **105**, 1393-5 (1997).

VALIDACIÓN, INCERTIDUMBRE Y ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD DE UNA TÉCNICA DE MEDICIÓN IN VIVO DE I-131 EN TIROIDES

Villella, A.; Puerta, N. y Gossio, S.

Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. del Libertador 8250 (C1429BNP), Buenos Aires, Argentina

E-mail: avillella@cae.arn.gov.ar



RESUMEN

El ^{131}I es uno de los radionucleidos que más contribuye a la dosis de trabajadores y público por incorporación en escenarios de exposición interna. Debido a su emisión gamma de 364 keV y su retención selectiva en tiroides, el método más confiable para su detección consiste en la medición in vivo de tiroides.

El Laboratorio de Dosimetría Interna (DI) de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, utiliza para la medición in vivo de ^{131}I en tiroides, un sistema de espectrometría gamma con detector de NaI(Tl). Este método se seleccionó para acreditarse bajo norma ISO/IEC 17025:2005, siguiendo la iniciativa institucional de aseguramiento de la calidad en sus técnicas de medición. Para dar cumplimiento a los requisitos para obtener la acreditación se llevó a cabo un plan de validación que permitió la caracterización de la técnica de medición de ^{131}I , así como la evaluación de su incertidumbre. La metodología de validación comprendió la verificación de algunos parámetros, como son: el límite de detección LD, el límite de cuantificación LQ, el rango de operación, la repetibilidad, la veracidad y la robustez. En la evaluación de la incertidumbre se analizaron las fuentes de error y su contribución a la incertidumbre total. En el aseguramiento de la calidad se establecieron procedimientos para realizar el seguimiento de la validez de los ensayos. Este estudio permitió verificar que el método es apropiado y cumple con las necesidades requeridas para el uso previsto, lo cual permitió su acreditación bajo la norma ISO/IEC 17025:2005.

INTRODUCCIÓN

La actividad medida se determina de acuerdo a la siguiente expresión como:

$$A_{\text{med}} (\text{Bq}) = \frac{V_P - V_F}{\eta \times Y}$$

A_{med} : Actividad presente en tiroides (Bq). V_P : Tasa de conteo neto de la tiroides de la persona a medir. V_F : Tasa de conteo neto del fondo. η : Eficiencia del sistema (cuentas/seg.Bq). Y : Emisividad del radionucleído.



Medición in vivo de ^{131}I en Tiroides.

MATERIALES Y PARAMETROS EVALUADOS

N	DETECTOR
1	 INa de 1.5x1
2	 INa 3x3

PARÁMETROS EVALUADOS

- El límite de detección LD
- El límite de cuantificación LQ
- La repetibilidad
- La veracidad
- La robustez
- La linealidad
- El rango de trabajo
- La incertidumbre de la medición.

Simulador de cuello.



Sistema de medición con fuente en posición de referencia



Fuente en posición de inclinada 45

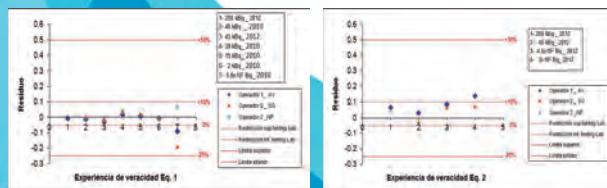


$$\frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(x_i)}{x_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{x_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(y_i)}{y_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{y_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(k_i)}{k_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{k_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(b_i)}{b_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{b_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(h_i)}{h_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{h_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(l_i)}{l_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{l_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(m_i)}{m_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{m_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(n_i)}{n_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{n_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(o_i)}{o_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{o_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(p_i)}{p_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{p_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(q_i)}{q_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{q_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(r_i)}{r_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{r_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(s_i)}{s_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{s_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(t_i)}{t_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{t_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(u_i)}{u_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{u_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(v_i)}{v_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{v_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(w_i)}{w_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{w_i^2}} = \frac{\sum_{i=1}^n \frac{u^2(x_i)}{x_i^2}}{\sum_{i=1}^n \frac{1}{x_i^2}}$$

RESULTADOS

Equipo	LD (Bq ^{131}I)	LQ (Bq ^{131}I)	Cumple condición ?
1	2.5×10^2	7.5×10^2	✓
2	1×10^2	3×10^2	✓

Se determinó la actividad de una fuente certificada en forma de tiroides de ^{131}I para siete diferentes niveles de actividad con el Equipo N°1 y cuatro niveles de actividad con el Equipo N°2. Para todos los niveles de actividad se verificó la veracidad de cada analista, que en todos los casos se encontró dentro del rango recomendado de -0.25 a +0.50



Fuentes de incertidumbre, sus incertidumbres asociadas, sus coeficientes de sensibilidad C_i y porcentaje de contribución a la incertidumbre típica de la actividad.

Magnitud, Xi	Estimación xi	Incertidumbre típica u(xi)	Inc. Típica Relativa (%)	Ci	Contrib. a la inc. Típica %
Tasa de conteo neto, VN	1520 - 0.8	5 - 0.5	0.3% - 70%	1	10% - 98%
Eficiencia, η	0.001-0.0072	3.5 10 ⁻⁵ -2.5 10 ⁻⁴	4%	1	20%-0.3%
Emisividad, Y	0.812	0.008	0.99%	1	1%-0.02%
Corrección por decaimiento cal-med, k1	1.18-0.99	5 10 ⁻⁸	4 10 ⁻⁶ %	1	<0.001%
Corrección por decaimiento med., k2	0.999	5 10 ⁻⁸	5 10 ⁻⁶ %	1	<0.001%
Factor de Corrección de atenuación, k3	2.48	0.12	5%	1	32%-0.5%
Efecto del tamaño de la tiroides, k4	1.14-0.93	0.06	5.10%	1	33%-0.5%
Error por posicionamiento, k5	—	—	3.20%	1	13%-0.2%
Reproducibilidad, Sp/√n	—	—	0.2% - 5 %	1	0.1%-0.5%
Act. med, Amed	2 10 ⁵ -1 10 ²	7 10 ³ -7 10 ¹	3.7%-70%	—	—

CONCLUSIONES

El LC, LD y LQ cumplen con las condiciones especificadas para su validación.

Para todos los niveles de actividad se verificó la veracidad de cada analista, que en todos los casos se encontró dentro del rango recomendado de -0.25 a +0.50.

Para todos los niveles de actividad evaluados se verificó la precisión de cada analista, que en todos los casos fue menor a 0.4. Se verificó con un $\alpha = 0.05$ que no hay diferencia entre analistas excepto en la determinación de la actividad de 4.6×10^4 Bq con el equipo 2. En este caso, para superar el no cumplimiento de la condición, se tuvo en cuenta la contribución de esta incertidumbre a la incertidumbre total de la actividad.

El error en el posicionamiento de la persona a medir, el cambio de las dimensiones de la tiroides, el cambio de la profundidad de la tiroides en el cuello con respecto a la profundidad patrón no afectan de forma significativa la determinación de la actividad con un nivel de confianza del 95%.

Se verifica que hay suficiente evidencia que permite establecer que se tiene una respuesta lineal entre la actividad medida y la actividad real en un rango de trabajo entre el LQ de 3×10^2 Bq y 2×10^5 Bq de ^{131}I . Los resultados satisfactorios obtenidos en las participaciones en los ejercicios de intercomparación demuestran la competencia técnica del Laboratorio DI para llevar a cabo este método.

El plan de validación desarrollado permitió la caracterización de la técnica de medición de ^{131}I , la identificación de las principales fuentes de incertidumbre que influyen en la determinación de la actividad así como su contribución a la incertidumbre total. El procedimiento establecido por el Laboratorio DI para la determinación de actividad de ^{131}I en tiroides es adecuado para el propósito fijado, lo cual permitió su acreditación bajo la norma ISO/IEC 17025:2005.

Radioluminescence Properties of Rare-Earth Doped Lithium Magnesium Fluoride

Molina, P.; Marcazzó, J.; Cruz-Zaragoza, E.;
González, P.R.; Pérez Cruz, L. and Spano, F.

RADIOLUMINESCENCE PROPERTIES OF RARE-EARTH DOPED LITHIUM MAGNESIUM FLUORIDE

P. Molina^{a,b}, J. Marcazzó^{a,b}, E. Cruz-Zaragoza^c, P.R. González^d, L. Pérez Cruz^c, F. Spano^e

^a Instituto de Física Arroyo Seco, IFAS - UNCPBA, Pinto 399, Tandil, Argentina.

^b Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET), Buenos Aires, Argentina.

^c Instituto de Ciencias Nucleares, Universidad Nacional Autónoma de México, México D.F., 04510 México.

^d Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, C.P. 52750, Ocoyoacac, Estado de México, México.

^e Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Av. del Libertador 8250, 1429 Buenos Aires, Argentina

Email of corresponding author: pmolina@exa.unicen.edu.ar

Introduction: Fiber optic dosimetry (FOD) technique offers a simple way to perform real time and in-vivo dose rate assessment in radiotherapy with high spatial resolution [1].

So far plastic scintillators and C-doped aluminum oxide ($\text{Al}_2\text{O}_3\text{:C}$) are the most promising converters of the ionizing radiation to light (radioluminescence, RL) from the viewpoint of application for this technique. The interest in this research area prompted the development of alternative RL materials that better meet the needs of technological applications. In the present work we investigate the RL emission, RL spectra and phosphorescence (i.e. afterglow) of LiMgF_3 doped with Eu, Ce, Tl, and Lu. The effective atomic number of this material is near to tissue-equivalent with an $Z_{\text{eff}} \approx 9.86$.

Materials and method: The LiF and MgF_2 salts were mixed in a platinum crucible in stoichiometric proportions. EuCl_3 impurities were added at concentrations of 0.4 and 2.0 mol%. LuCl_3 and TlCl_3 were added at concentrations of 0.5 mol% and the CeCl_3 were added at 0.5, 1.0, 1.5 and 2.0 mol%. The dry mix is heated between 1173 and 1353 K in an electric oven for 1-3 hours with nitrogen flow. The material thus obtained was crushed and sieved choosing the polycrystalline powder with size in the range of 74 to 177 μm .

Samples were irradiated at room temperature with a ^{90}Sr beta source rendering a dose rate of $0.024 \text{ Gy}\cdot\text{min}^{-1}$ at the sample position. The RL was measured with a Hamamatsu H9319 photon counting head. The RL spectra were measured with a resolution of 10 nm employing an Acton Research SP-2155 monochromator and the H9319 head.

Results: In figure 1 the RL curves of the different samples investigated are shown (normalized by weight). As can be seen in this figure $\text{LiMgF}_3\text{:Eu}$ (0.4 mol%) shows the highest RL intensity. In figure 2 are depicted the repeatability of RL response of the $\text{LiMgF}_3\text{:Eu}$ (0.4 mol%) after 10 successive measures. The repeatability of the response is excellent and the standard deviation is lesser than 1%.

Conclusions: In this work, the RL properties of the lithium magnesium fluoride LiMgF_3 doped with Eu,

Ce, Lu, and Tl have been investigated for the first time. Of the studied samples, $\text{LiMgF}_3\text{:Eu}$ (0.4 mol%) shows the highest RL intensity and the repeatability of the RL response after successive measures is excellent. The obtained results demonstrate the feasibility of using this material as scintillator in FOD technique.

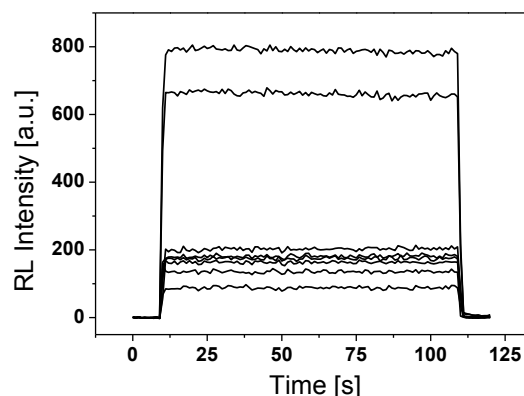


Figure 1: RL response of LiMgF_3 doped with Eu 0.4 and 2.0 mol %, Lu 0.5 mol %, Tl 0.5 mol %, Ce 0.5 % mol, Ce 2.0 % mol, Ce 1.5 % mol and Ce 1.0 % mol, from top to bottom, respectively.

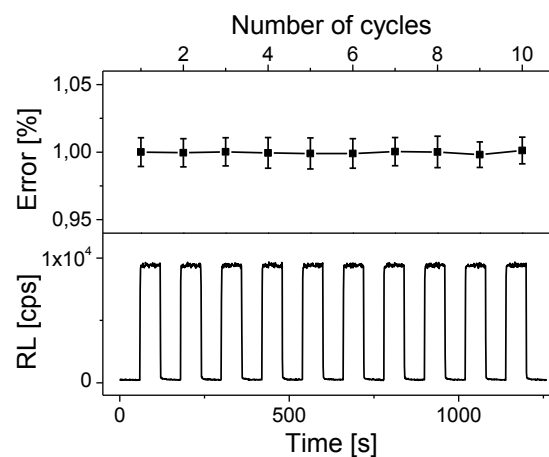


Figure 2: Repeatability of the RL response from $\text{LiMgF}_3\text{:Eu}$ (0.4 % mol) under beta irradiation.

Reference:

[1] Justus, B.L., Falkenstein, P., Huston, A.L., Plazas, M.C., Ning, H., Miller, R.W. 2004, Gated fiber-optic-coupled detector for in vivo real-time radiation dosimetry, Appl. Opt. 43, 1663-1668.

Modelos para la evaluación retrospectiva de dosis a miembros del público debido a las descargas gaseosas de las centrales nucleares argentinas en operación

Amado, V.A. y Curti A.R.

MODELOS PARA LA EVALUACIÓN RETROSPECTIVA DE DOSIS A MIEMBROS DEL PÚBLICO DEBIDO A LAS DESCARGAS GASEOSAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS EN OPERACIÓN

Amado, V.A. y Curti A.R.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

En este trabajo se presentan los modelos empleados actualmente por la Autoridad Regulatoria Nuclear para la evaluación retrospectiva de las dosis a los miembros del público más expuestos, debido a las descargas gaseosas de las centrales nucleares argentinas en operación. Estos fueron actualizados recientemente teniendo en cuenta las últimas recomendaciones de la ICRP, respecto a evitar un exagerado conservadurismo en la evaluación de dosis a los miembros del público. Para ello se reevaluó la ubicación y los hábitos de los grupos críticos asociados a las descargas gaseosas de cada central nuclear. Además, para el caso del tritio, se incorporó la vía de ingestión.

1. INTRODUCCIÓN

La dosis en los miembros del público más expuestos debido a la operación de las centrales nucleares se estima utilizando el concepto de grupo crítico y empleando modelos ambientales que evalúan la transferencia de los radionucleidos desde el punto de emisión hasta la llegada al hombre, a través de las vías críticas de exposición, teniendo en cuenta la acumulación en el ambiente de los radionucleidos de larga vida media debido a la descarga continua durante toda la vida útil de la instalación. Una forma conservativa de estimar esta dosis es considerar un grupo crítico hipotético en cuanto a su localización (ubicado en el punto de mayor concentración de actividad). Además, se suelen hacer supuestos conservativos respecto a sus hábitos, por ejemplo suponiendo que todos los alimentos que consume son producidos en ese lugar.

La ICRP, en sus publicaciones 101 [1] y 103 [2], recomienda evitar un exagerado conservadurismo en la evaluación de las dosis en los miembros del público, y por lo tanto, sugiere considerar un grupo crítico cuyas características (localización y composición) y hábitos (dieta, consumo local, etc.) sean razonables, sustentables y homogéneos (persona representativa), haciendo revisiones periódicas de los hábitos y condiciones demográficas locales.

Siguiendo las recomendaciones de la ICRP, recientemente se han actualizado los modelos para la estimación de la dosis en los miembros del público más expuestos resultante de las descargas gaseosas realizadas durante la operación normal de las centrales nucleares Atucha I y Embalse. Estos modelos consideran una ubicación geográfica más realista del grupo crítico y de sus hábitos (en particular del consumo local) para todos los radionucleidos de interés. Además, para el caso del tritio, incorporan la vía de ingestión.

A continuación, se presentan las características de los grupos críticos asociados a las descargas gaseosas de cada central. Luego, en el punto 3, se detalla el modelo utilizado para estimar la dosis debido a las descargas gaseosas de H-3 de las centrales nucleares mientras que; en el punto 4, el modelo empleado para el resto de los radionucleidos. Finalmente, en el punto 5, se presentan las conclusiones.

2. GRUPO CRÍTICO ASOCIADO A LAS DESCARGAS GASEOSAS DE CADA CENTRAL NUCLEAR

En este punto se detalla la ubicación y las características del grupo crítico asociado a las descargas gaseosas realizadas durante la operación normal de cada central nuclear. Ambas son aplicables a todos los radionucleidos, sin excepción.

Con respecto a las características del grupo crítico, se actualizó su ubicación tomando el lugar habitado en los alrededores de la instalación con el mayor factor de dilución, en lugar de una ubicación hipotética. Además, para la vía de ingestión, se considera que los alimentos provienen de los sitios reales de producción con mayor concentración de actividad, en vez del sitio hipotético (100% de la producción en el sitio de la vivienda).

2.1. Ubicación

Se realizaron varias corridas con el módulo PLUME del programa PC-CREAM, [3,4], para estimar los factores de dilución correspondientes a la ubicación de los lugares habitables más cercanos a cada central. Los mismos fueron determinados empleando la misma metodología que en [5]. A partir de estos estudios, se determinó el grupo crítico como el correspondiente al lugar habitado con el mayor factor de dilución:

- El grupo crítico para la Central Nuclear Atucha I se encuentra en la dirección O, a una distancia aproximada de 1,6 km. El factor de dilución, según el módulo PLUME, es $2,8 \cdot 10^{-7} \text{ s/m}^3$.
- El grupo crítico para la Central Nuclear Embalse se encuentra en la dirección NE, a una distancia de 1,5 km aproximadamente. El factor de dilución dado por el módulo PLUME es, en este caso, $1,4 \cdot 10^{-7} \text{ s/m}^3$.

Cabe aclarar que estos grupos críticos no serían aplicables para la determinación de los límites autorizados de descarga (Ki), que son establecidos planteando un grupo crítico hipotético.

2.2 Factores de consumo y tasa de respiración

Los factores de consumo y la tasa de respiración para adultos y niños menores de un año, tenidos en cuenta en este modelo, son los que se observan en la Tabla 1. Los factores de consumo provienen de encuestas locales; en particular, los de niños coinciden con los tomados en [6]. Las tasas de respiración fueron seleccionadas de acuerdo con las de [7,8].

Vías de exposición	Adultos	Niños (< 1 año)
Ingestión		
Vegetales de hoja (kg/a)	135	45
Frutas (kg/a)	135	45
Carne (kg/a)	75	20
Leche (l/a)	140	290
Inhalación (m^3/a)	8400	1400

Tabla 1. Factores de consumo y tasa de respiración para adultos y niños menores de un año, considerados en la evaluación de dosis

2.3. Lugar de producción de los alimentos

Vegetales de hoja y frutas:

En el caso de la CNA I, se supone conservativamente que el 100% de los vegetales de hoja y de las frutas consumidos son producidos en el sitio donde está ubicado el grupo crítico.

En la ciudad de Embalse y en sus alrededores no hay quintas, ni establecimientos agrícolas, que se dediquen comercialmente a la producción de vegetales y de frutas. Sólo existen algunas quintas familiares, cuya producción es para consumo propio. En general, los productos que se consumen en la zona provienen de la ciudad de Córdoba o de los establecimientos agrícolas de Almafuerde, que se encuentran a una distancia aproximada de 16 km de la CNE.

Entonces, en la CNE se supone conservativamente que sólo el 50% de los productos consumidos por el grupo crítico proviene de una quinta ubicada en su vivienda.

Carne y leche:

Se supone en forma conservativa, que el 100% de la leche y de la carne consumida por el grupo crítico proviene del lugar donde se encuentra el tambo más cercano a la central. Por lo tanto, para calcular la concentración de actividad en esos alimentos, se utiliza el factor de dilución correspondiente a esa ubicación. El mismo es estimado mediante el módulo PLUME del programa PC CREAM [3,4].

El tambo más cercano a la CNA I se encuentra ubicado a una distancia aproximada de 2,7 km, en dirección S. El factor de dilución correspondiente es $9,3 \cdot 10^{-8} \text{ s/m}^3$.

El tambo más cercano a la CNE se encuentra a aproximadamente 2 km en dirección ESE. El factor de dilución correspondiente es $1,8 \cdot 10^{-8} \text{ s/m}^3$.

3. MODELO PARA ESTIMAR LA DOSIS DEBIDO A LAS DESCARGAS GASEOSAS DE H-3

La evaluación de la dosis debida a las descargas de H-3, así como la debida a C-14, requiere un tratamiento diferente al del resto de los radionucleidos. Esto se debe a que puede ser incorporado en el cuerpo humano en una gran variedad de componentes químicos, lo cual hace conveniente emplear el modelo de actividad específica [7]. En éste se asume que todos los compartimentos se hallan en equilibrio con los máximos niveles de actividad específica de tritio en el aire y que su incorporación a los distintos compartimentos se produce por asociación a las moléculas de agua que los componen. A continuación se presenta el modelo empleado actualmente para evaluar la dosis debido a las descargas gaseosas de H-3. Cabe aclarar que el modelo que aplicará la ARN a las descargas de C-14 se encuentra en estudio.

3.1. Concentración de actividad de tritio en los diferentes compartimentos

Modelo de actividad específica

La estimación de dosis al grupo crítico debida a la descarga gaseosa del tritio de las centrales es realizada a partir de los conceptos del modelo de actividad específica [9]. Además, se asume que la totalidad del tritio descargado e incorporado en los distintos compartimentos estudiados se encuentra como agua tritiada. El modelo de actividad específica supone que todos los compartimentos (aire, vegetales y alimentos de origen animal) tienen el mismo nivel de concentración de actividad. Esta hipótesis, que considera que los alimentos ingeridos, el aire inhalado y la humedad que se incorpora a través de la piel, tienen la misma relación tritio/hidrógeno que el agua que se encuentra en el aire, es conservativa [10,11].

Concentración de actividad de tritio en aire

La concentración de actividad de tritio en aire, debida a la descarga de cada central, se calcula mediante la siguiente expresión [7]:

$$C_a = Q F_{dil} C_u$$

donde:

C_a = concentración de actividad en aire (Bq/m^3)

Q = tasa de descarga (Bq/a)

F_{dil} = factor de dilución en la ubicación del grupo crítico (s/m^3)

C_u = factor de conversión de unidades (a/s)

Concentración de actividad de tritio en vegetales

La concentración de actividad de tritio está dada por la siguiente ecuación [12-15]:

$$C_v = \frac{C_a}{H_a} f_v$$

donde:

C_v = concentración de actividad de tritio en vegetales (Bq/kg)

C_a = concentración de actividad de tritio en aire, en el sitio de producción de vegetales y frutas (Bq/m³)

H_a = humedad absoluta (kg/m³)

f_v = factor de transferencia, en equilibrio, del aire a los vegetales

Concentración de actividad de tritio en frutas

La concentración de actividad de tritio en frutas resulta [12-15]:

$$C_f = \frac{C_a}{H_a} f_f$$

donde:

C_f = concentración de actividad de tritio en frutas (Bq/kg)

C_a = concentración de actividad de tritio en aire, en el sitio de producción de vegetales y frutas (Bq/m³)

H_a = humedad absoluta (kg/m³)

f_f = factor de transferencia, en equilibrio, del aire a las frutas

Concentración de actividad de tritio en carne

La concentración de actividad de tritio en carne se obtiene mediante la expresión [12,15]:

$$C_c = \frac{C_a}{H_a} f_c$$

donde:

C_c = concentración de actividad de tritio en carne (Bq/kg)

C_a = concentración de actividad de tritio en aire (Bq/m³), en la ubicación del tambo más cercano. Es decir, en el sitio de producción de carne y leche

H_a = humedad absoluta (kg/m³)

f_c = factor de transferencia, en equilibrio, del aire a la carne

Concentración de actividad de tritio en leche

La concentración de actividad de tritio en leche se calcula de la siguiente forma [12,15]:

$$C_l = \frac{C_a}{H_a} f_l$$

donde:

C_l = concentración de actividad de tritio en leche (Bq/l)

C_a = concentración de actividad de tritio en aire (Bq/m³), en la ubicación del tambo más cercano. Es decir, en el sitio de producción de carne y leche

H_a = humedad absoluta (l/m³)

f_l = factor de transferencia, en equilibrio, del aire a la leche

Valores numéricos de los factores de transferencia y de la humedad absoluta

En esta evaluación de dosis se utilizan los factores de transferencia, en equilibrio, expuestos en la Tabla 2. Estos factores son conservativos, y coinciden con los adoptados en diversos mode-

los [8,15]. En particular, para los vegetales se consideró en forma conservativa que son de hoja, dado que estos son los que poseen mayor contenido de agua [8,12].

	Vegetales de hoja	Frutas	Carne	Leche
Factor de transferencia	0,9	0,8	0,7	0,9

Tabla 2. Factores de transferencia, en el equilibrio

La humedad absoluta se toma igual a 0,006 kg/m³, que es un valor conservativo recomendado internacionalmente [7].

3.2. Evaluación de dosis debida a la descarga gaseosa de tritio

En esta evaluación, las vías de exposición consideradas son las más significativas desde el punto de vista de la dosis en la población. Las mismas son:

- Inhalación
- Incorporación por piel
- Ingestión de vegetales de hoja
- Ingestión de frutas
- Ingestión de carne
- Ingestión de leche

Dosis efectiva comprometida debida a inhalación e incorporación por piel

Para esta estimación, la dosis debida a la inhalación es ponderada por un factor de 1,5 mediante el cual se tiene en cuenta, además, la incorporación por piel [16,17].

$$D_a = C_a t_r F_d 1,5 C_u$$

donde:

D_a = dosis debida a la inhalación e incorporación por piel (mSv/a)

C_a = concentración de actividad de tritio en aire, en la ubicación del grupo crítico (Bq/m³)

t_r = tasa de respiración (m³/a)

F_d = factor dosimétrico (Sv/Bq)

C_u = factor de conversión de unidades (mSv/Sv)

Dosis efectiva comprometida debida a la ingestión de vegetales de hoja

La estimación de dosis debida a esta vía se realiza a partir de la siguiente expresión:

$$D_v = C_v f_{cv} F_d C_u$$

donde:

D_v = dosis debida a la ingestión de vegetales de hoja (mSv/a)

f_{cv} = consumo de vegetales de hoja (kg/a)

Cabe aclarar que la concentración de tritio calculada se debe únicamente a las descargas gaseosas realizadas por la central.

Para la CNE se debe estimar la dosis debida a ingestión de vegetales como un factor 0,5 de la ecuación anterior. Esto se debe a que, como ya se mencionó en el punto 2.3., se considera que sólo el 50% de los vegetales son producidos en la ubicación del grupo crítico.

Además, en el caso de la CNE, debido a las condiciones meteorológicas de la zona es necesario recurrir al riego artificial para la producción de alimentos. Si se asume en forma conservativa que el agua de riego proviene del lago Embalse Río Tercero, la concentración de tritio en vegetales tendrá una contribución adicional debido a las descargas líquidas. Dicha contribución deberá considerarse en la evaluación correspondiente a tales descargas.

Dosis efectiva comprometida debida a la ingestión de frutas

Esta dosis se estima mediante la siguiente ecuación:

$$D_f = C_f f_{cf} F_d C_u$$

donde:

D_f = dosis debida a la ingestión de frutas (mSv/a)

f_{cf} = consumo de frutas (kg/a)

Para la CNE, nuevamente como en el caso de los vegetales, se estima la dosis debida a ingestión de frutas aplicando un factor 0,5 a la ecuación anterior. Del mismo modo, la concentración de tritio en frutas en la zona de Embalse tendrá una contribución adicional a considerar en la evaluación de la dosis debido a las descargas líquidas.

Dosis efectiva comprometida debida a la ingestión de carne

La dosis debida a la ingestión de carne se estima a través de la siguiente expresión:

$$D_c = C_c f_{cc} F_d C_u$$

donde:

D_c = dosis debida a la ingestión de carne (mSv/a)

f_{cc} = consumo de carne (kg/a)

Dosis efectiva comprometida debida a la ingestión de leche

La estimación de esta dosis se realiza mediante la siguiente ecuación:

$$D_l = C_l f_{cl} F_d C_u$$

donde:

D_l = dosis debida a la ingestión de leche (mSv/a)

f_{cl} = consumo de leche (l/a)

Factores de consumo y tasa de respiración

Los factores de consumo y la tasa de respiración, para niños y adultos, se obtienen a partir de la Tabla 1 del punto 2.2.

Factores dosimétricos

Los factores dosimétricos para agua tritiada debido a inhalación se toman iguales a los de ingestión para miembros del público presentes en la Guía Regulatoria [18], tanto para adultos como para niños. El criterio es coincidente con el adoptado por [19] para gases y vapores solubles o reactivos.

Entonces, tanto para inhalación como para ingestión, los factores dosimétricos son:

$F_d = 6,40 \times 10^{-11}$ Sv/Bq, para niños menores de 1 año de edad

$F_d = 1,80 \times 10^{-11}$ Sv/Bq, para adultos

Dosis efectiva total debido a la descarga gaseosa de H-3

La dosis efectiva total D_T (mSv/a), se obtiene sumando la dosis debida a cada vía de exposición. Es decir:

$$D_T = D_a + D_v + D_f + D_l + D_c$$

4. MODELO PARA ESTIMAR LA DOSIS DEBIDO A LAS DESCARGAS GASEOSAS DE LOS OTROS RADIONUCLEIDOS

En este punto se presenta el código empleado para estimar la dosis en miembros del público debido a las descargas gaseosas realizadas durante la operación normal de las centrales nucleares argentinas. Como se mencionó previamente, este modelo es aplicable a todos los radionucleidos de interés excepto a H-3 y C-14.

El código utilizado es una nueva versión del DOSAMED¹. La nueva versión tiene en cuenta el cambio en la ubicación del grupo crítico de cada central y contempla el hecho de que los alimentos provienen de los sitios reales de producción.

Las vías de exposición consideradas por el modelo son:

- Inhalación
- Irradiación externa
- Inmersión
- Ingestión de vegetales
- Ingestión de carne
- Ingestión de leche

En el punto 4.1 se detalla el modelo que tiene en cuenta el código, basado en el presentado en [20]; mientras que en el punto 4.2 se muestran los valores numéricos de los parámetros empleados. Respecto a este último punto, cabe aclarar que existen dos tipos de parámetros: los que toma el código fuente por default y los que se encuentran en la base de datos "dosamed2000.mdb" y pueden ser modificados por el operador del código.

4.1 Evaluación de dosis efectiva debida a la descarga gaseosa de un radionucleido

Se definen las siguientes magnitudes E_1, E_2, E_3, E_4 (medidas en año):

$$E_1 = \frac{1 - \exp[-(\lambda + P_{rem})T_{cres-v}]}{\lambda + P_{rem}}$$

$$E_2 = \frac{1 - \exp[-(\lambda T_{int-s})]}{\lambda}$$

$$E_3 = \frac{1 - \exp[-(\lambda + P_{rem})T_{cres-p}]}{\lambda + P_{rem}}$$

$$E_4 = \frac{1 - \exp[-(\lambda T_{int-p})]}{\lambda}$$

donde

λ = constante de decaimiento radiactivo, (1/a)

P_{rem} = pérdida debido a remoción, (1/a)

¹ Programa desarrollado en la ARN, en 1989, por A. Curti y L. Boutet para calcular la dosis al grupo crítico por descargas radiactivas a la atmósfera. Luego fue modificado en 1992, por D. Tangir y E. Quintana. La última modificación fue realizada este año por L. Boutet y las autoras del presente trabajo.

T_{cres-v} = período de exposición de los vegetales al radionucleido durante su crecimiento, (a)

T_{int-s} = período de integración por depósito en suelo, (a)

T_{cres-p} = período de exposición del pasto al radionucleido durante su crecimiento, (a)

T_{int-p} = período de integración por depósito en el pasto, (a)

A partir de las ecuaciones anteriores se calculan las cantidades W (m^2a/kg), X (m^2a/kg) e Y (d/a), mediante las expresiones:

$$W = \frac{F_{rh} E_1}{P_v} + \frac{F_v E_2}{\rho_s}$$

$$X = \frac{F_{rh} E_3}{P_p} + \frac{F_p E_2}{\rho_s}$$

$$Y = F_c T_c \exp[-(\lambda T_{fc})] + F_l T_l \exp[-(\lambda T_{ol})]$$

donde

F_{rh} = fracción de depósito retenida en hojas

P_v = productividad agrícola de vegetales, (kg/m^2)

F_v = factor de transferencia a vegetales

ρ_s = densidad efectiva del suelo, (kg/m^2)

P_p = productividad agrícola de pasto, (kg/m^2)

F_p = factor de transferencia al pasto

F_c = factor de transferencia a carne (d/kg)

T_c = consumo de carne (kg/d)

T_{fc} = tiempo entre la faena y el consumo de carne, (a)

F_l = factor de transferencia a leche (d/l)

T_l = consumo de leche (l/d)

T_{ol} = tiempo entre el ordeño y el consumo de leche, (a)

Finalmente, se estima la dosis para cada vía teniendo en cuenta las fórmulas:

Dosis efectiva comprometida por inhalación

$$D_a = Q F_{dil} T_r F_{d-inh} C_{u1} C_{u2}$$

donde:

D_a = dosis debida a la inhalación (mSv/a)

Q = tasa de descarga (Bq/a)

F_{dil} = factor de dilución en la ubicación del grupo crítico (s/m^3)

T_r = tasa de respiración (m^3/a)

F_{d-inh} = factor dosimétrico por inhalación (Sv/Bq)

C_{u1} = factor de conversión de unidades (mSv/Sv)

C_{u2} = factor de conversión de unidades (a/s)

Dosis efectiva por irradiación externa

$$D_{irr\ ext} = \frac{Q F_{dil} v_{dep} f_{blind} E_4 F_{d-irr\ ext} C_{u1}}{C_{u2}}$$

donde:

$D_{irr\ ext}$ = dosis debida a irradiación externa (mSv/a)

v_{dep} = velocidad de depósito (m/s)

f_{blind} = factor de reducción por blindaje para irradiación externa

$F_{d-irr\ ext}$ = factor dosimétrico por irradiación externa debido al depósito (Sv m²/Bq s)

Dosis efectiva por inmersión

$$D_{inm} = Q F_{dil} F_{d-inm} C_{u1}$$

donde:

D_{inm} = dosis por inmersión (mSv/a)

F_{d-inm} = factor dosimétrico por inmersión en nube (Sv m³/Bq s)

Dosis efectiva comprometida por ingestión de vegetales

$$D_{ing-v} = Q F_{dil-v} v_{dep} F_{d-ing} W T_v \exp[-(\lambda T_{cv})] C_{u1}$$

donde:

D_{ing-v} = dosis por ingestión de vegetales, (mSv/a)

F_{dil-v} = factor de dilución en el sitio de producción de vegetales, (s/m³)

F_{d-ing} = factor dosimétrico por ingestión, (Sv/Bq)

T_v = consumo de vegetales, (kg/a)

T_{cv} = tiempo entre la cosecha y el consumo de vegetales, (a)

Dosis efectiva comprometida por ingestión de carne y leche

$$D_{ing-cl} = Q F_{dil-T} v_{dep} F_{d-ing} X T_p Y C_{u1}$$

donde:

D_{ing-cl} = dosis por ingestión de carne y leche, (mSv/a)

F_{dil-T} = factor de dilución en la ubicación del tambo más cercano, es decir en el sitio de producción de carne y leche, (s/m³)

T_p = consumo de pasto de la vaca, (kg/d)

Dosis efectiva total

La dosis efectiva total D_T (mSv/a), se obtiene sumando la dosis debida a cada vía de exposición. Es decir:

$$D_T = D_a + D_{irr\ ext} + D_{inm} + D_{ing-v} + D_{ing-cl}$$

Cabe mencionar que el código tiene en cuenta la descendencia de los radionucleidos a través de los factores dosimétricos [16,19].

Para realizar una evaluación, el código requiere detallar:

- Instalación
- Edad (niños menores de un año de edad o adultos)
- Tipo de cálculo: Dosis al grupo crítico

En este caso se debe aclarar la tasa de descarga Q (Bq/a) del radionucleido de interés.

4.2. Valores numéricos de los parámetros del modelo DOSAMED

4.2.1. Parámetros tomados por default

$$P_{rem} = 18,1 \text{ 1/a}$$

$$T_{cresc-v} = 0,164 \text{ a}$$

$$T_{int-s} = 15 \text{ a}$$

$$T_{cresc-p} = 0,0822 \text{ a}$$

$$T_{int-p} = 50 \text{ a}$$

$$P_v = 2 \text{ kg/m}^2$$

$$\rho_s = 240 \text{ kg/m}^2$$

$$P_p = 0,7 \text{ kg/m}^2$$

$$T_{fc} = 0,0548 \text{ a}$$

$$T_{ol} = 0,00548 \text{ a}$$

$$v_{dep} = 0,003 \text{ m/s}$$

$$f_{blind} = 0,7$$

$$T_{cv} = 0,00548 \text{ a}$$

$$T_p = 50 \text{ kg/d}$$

4.2.2. Parámetros de la base de datos

Como ya se mencionó, el DOSAMED cuenta con la base de datos “dosamed2000.mdb” que asigna el valor a los parámetros que se detallan a continuación, y que puede ser modificada por el operador del código:

Para cada radionucleido de interés:

- Constante de decaimiento radiactivo λ
- Factores de transferencia: F_{rh} , F_v , F_p , F_c y F_l [21].
- Factores dosimétricos, para niños menores de un año de edad y adultos, cuyas fuentes se detallan a continuación: F_{d-inh} [18], $F_{d-irr\ ext}$ [7, 22], F_{d-inm} [22] y F_{d-ing} [18].

Cabe mencionar que el factor dosimétrico considerado para un radionucleido determinado incluye la dosis debida a su descendencia [16], [17] y [18].

Para cada instalación, el factor de dilución asociado a:

- La ubicación del grupo crítico, F_{dil}
- El sitio de producción de vegetales, F_{dil-v}
- El lugar de producción de carne y leche, F_{dil-T}

Los factores de dilución asociados a cada instalación coinciden con los dados en el punto 2. En el caso de la CNE, el factor de dilución asociado al sitio de producción de vegetales F_{dil-v} se toma igual a la mitad del factor de dilución correspondiente a la ubicación del grupo crítico, dado que se asume que sólo el 50% de los vegetales proviene del lugar.

Factores de consumo y tasa de respiración, para niños menores de un año de edad y adultos:

T_c , T_b , T_r y T_v

Se toman iguales a los expuestos en el punto 2, considerando que el consumo de vegetales T_v es igual a la suma del consumo de vegetales de hoja y al de frutas. Es decir:

270 kg/a, para adultos

90 kg/a, para niños menores de un año de edad

5. CONCLUSIONES

En este trabajo se presentaron los modelos empleados actualmente por la Autoridad Regulatoria Nuclear para la evaluación retrospectiva de dosis a los miembros del público más expuestos, debido a las descargas gaseosas de las centrales nucleares argentinas en operación.

En línea con las recomendaciones internacionales que sugieren evitar un exagerado conservadurismo en la evaluación de las dosis en los miembros del público, se modificó la ubicación del grupo crítico asociado a descargas gaseosas. La reubicación del grupo crítico resultó necesaria debido a que a través de los años la distribución de la población cercana a las centrales se ha ido modificando. Es importante destacar que no existe actualmente lugar habitado con mayor concentración de actividad que los propuestos como grupo crítico, en cada caso. Además, teniendo en cuenta que los hábitos y consumos sean razonables, sustentables y homogéneos, se tuvo en cuenta la factibilidad de producción de los alimentos en el lugar elegido.

El segundo aspecto a considerar es respecto de las descargas de tritio: los modelos presentados contemplan la dosis debida a ingestión de carne, leche, vegetales y frutas, para descargas gaseosas. Con respecto a la aplicación del modelo de actividad específica, existen evidencias suficientes que apuntan a la validación del mismo [9,12-14,23-31]. La aplicación de este modelo es recomendada por el OIEA [20], en el país se lo utiliza a partir de que se dispone de suficiente cantidad de mediciones de tritio en alimentos que lo avalan.

En un futuro inmediato se espera reemplazar los modelos actuales para la evaluación retrospectiva de dosis a miembros del público debido a las descargas gaseosas de las centrales nucleares argentinas en operación por el programa Consequences of Releases to the Environment Assessment Methodology (PC CREAM08) [32,33]. Para esto se considerará la ubicación geográfica más realista del grupo crítico y de sus hábitos detallados en el presente trabajo. El programa PC CREAM08 fue desarrollado por la National Protection Board (NRPB) y la Unión Europea, y se encuentra ampliamente validado y aceptado en el ámbito internacional. El mismo permitirá emplear una única herramienta para todos los radionucleidos, incluyendo al H-3, y tener en cuenta las características propias de cada sitio.

AGRADECIMIENTOS

Las autoras desean agradecer a:

F. López por los estudios realizados sobre la actualización de los modelos, desde 2004 a 2006.

L. Boutet por implementar las modificaciones realizadas al modelo en el código fuente del programa DOSAMED.

I. Sadañowski, por la información brindada respecto de la población cercana a las centrales nucleares.

V. Ciccone, y a todos los que mensualmente colaboran con la toma de muestras ambientales, por acompañarnos a inspeccionar la zona de las centrales.

E. Callis, C. Michelin, R. Valle y J. Calvo, por los valiosos comentarios y sugerencias brindadas.

REFERENCIAS

- 1-INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION "Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of Radiation Protection of the Public", Publication 101 – Part 1, Elsevier, 2006.
- 2-INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION "The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection", Publication 103, Elsevier, 2007.
- 3-AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Bases de datos meteorológicas para el programa de evaluación de impacto de emisiones permanentes de centrales nucleares. PC-CREAM – Huggenberger D., Informe interno ARN, 1999. (no publicado)
- 4-NATIONAL RADIOLOGICAL PROTECTION BOARD, Consequences of Releases to the Environment Assessment Methodology (PC-CREAM 97), EUR 17791 EN (NRPB-SR296), Chilton, 1997.
- 5-Amado, V.; Base de Datos Meteorológica del CAE para el programa PC CREAM. Factor de Dilución Atmosférico en distintos puntos del CAE y las centrales nucleares argentinas. ARN PI-3/07 (2007).
- 6-Bruno H., Curti A., López F., Quintana E. Actualización de los K_i de la Central Nuclear Atucha I. Informe de Trabajo IT_012_0.doc. RN - IT - 012/04, 2004.
- 7-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.
- 8-NATIONAL RADIOLOGICAL PROTECTION BOARD, Radiation Protection 72 Methodology for assessing the radiological consequences of routine releases of radionuclides to the environment, EUR 15760 EN (ISSN 1018-5593), Luxembourg, 1995.
- 9-Evans, A. G. New Dose Estimates from Chronic Tritium Exposures. Health Phys. 16: 57-63, 1969.
- 10-INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. BIOMASS Theme 3: tritium Working Group Scenario 3.0 (CRL) BIOMASS/T3TM/WD03. Vienna: IAEA; Working Document; 2000.
- 11-INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. BIOMASS Theme 3: tritium Working Group Scenario 5.0 (Valduc) BIOMASS/T3TM/WD05. Vienna: IAEA; Working Document; 2000.
- 12-Galeriu, D.; Belot, Y.; A Standard Guide for Dose Assessment of Routine Releases of Tritium From any Tritium Facility. Report WP3 IDRANAP 31-02/2002.
- 13-Hamby, D. M.; Bauer R. L.; The Vegetation-To-Air Concentration Ratio in a Specific Activity Atmospheric Tritium Model. Health Phys. 66(3): 339-342, 1994.
- 14-Murphy, C. E. Jr. The Relationship Between Tritiated Water Activities in Air, Vegetation and Soil Under Steady-State Conditions. Health Phys. 47: 635-639, 1984.
- 15-Peterson, S-R.; Davis, P. A.; Tritium Doses from Chronic Atmospheric Releases: A New Approach Proposed for Regulatory Compliance. Health Phys. 82 (2): 213-225, 2002.
- 16-INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. Oxford: Pergamon Press: ICRP Publication 30; 1979.
- 17-INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 4 Inhalation Dose Coefficients. Oxford: Pergamon Press: ICRP Publication 71, 1995.
- 18-AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR, Factores dosimétricos para irradiación externa y contaminación interna, y niveles de intervención para alimentos, Guía Regulatoria AR 1 Revisión 1, 2003.
- 19-ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA, Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad Nº 115, Viena, 1997.

20-INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases: Exposures of Critical Groups, Safety Series N°57, IAEA, Vienna, 1982.

21- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Temperate Environments, Technical Reports Series N°364, IAEA, Vienna, 1994.

22-Kocher D.C., Dose-rate conversion factors for external exposure to photon and electron radiation from radionuclides occurring in routine releases from nuclear fuel cycle facilities. Health Physics Vol. 38 (April), pp.543-621, 1980.

23-Murrphy Jr., C.E. Modelling Tritium Transport in the Environment. Rad. Prot. Dos. Vol. 16. N° 1-2, pp. 51-58, 1986.

24-Belot, Y. Tritium in Plants: A Review. Rad. Prot. Dos. Vol. 16, N° 1-2, 101-105, 1986

25-O`Kula K.R, East, J.M., Marx, D.R., A Posteriori Verification and Validation of a Tritium Dispersion & Consequence Model. SAWG Workshop 2000.. WSRC-MS-2000-00075, 2000.

26-Kim, M.A., Baumgartner, F. Validation of Tritium Measurements in Biological Materials. Fusion Tech. Vol. 14. 1153-1156, 1988

27-Kotzer, T.G., Workman, W.J.G., Measurement of Tritium (HTO, TFWT, OBT) in Environmental Samples at Varying Distances from a Nuclear Generating Station. AECL-12029, 1999.

28-Brundenell, A.J.P., Collins, C.D., Shaw, G. Dynamics of Tritiated Water (HTO) Uptake and Loss by Crops After Short-Term Atmospheric Release. J. Enriron. Radioactivity. Vol. 36, N°2-3, pp. 197-218, 1997.

29-Galeriu, D., Transfer Parameters for Routine Release of HTO-Consideration of OBT. AECL-11052, COG-94-76, 1994.

30-Barry, P.J., Watkins, B.M., Belot, Y., Davis, P.A., Edlund, O., Galeriu, D., Raskob, W., Russell, S., Togawa, O., Intercomparison of Model Predictions of Tritium Concentrations in Soil and Foods Following Acute Airborne HTO Exposure, J. Enriron. RadioactivityVol. 42, pp. 191-207, 1999.

31-Shaw, P. V., Haywood, S.M., A Dynamic Model to Predict the Movement of Tritium in the Environment, Radiation Protection Dosimetry, Vol. 16, N°1-2, pp. 59-61, 1986.

32-Smith, J., Oatway, W., Brown, I. and Sherwood, J. PC-CREAM 08 User guide. RPD-EA-9-2009. 2009.

33-Smith, J. and Simmonds, J. The Methodology for Assessing the Radiological Consequences of Routine Releases of Radionuclides to the Environment Used in PC-CREAM08. HPA-RPD-058. 2009.

Protección radiológica del paciente: cuantificación dosimétrica del efecto protector renal de la arginina en la administración de ^{177}Lu -DOTA-SP a ratones NIH normales y su extrapolación a pacientes estándar

Puerta Yepes, N.

Presentado en: Concurso Nacional de Monografías
"Aplicaciones pacíficas de la tecnología nuclear".
FIUBA / Rosatom State Nuclear Energy Corporation.
Obtuvo primer y tercer premio.

**PROTECCIÓN RADIOLÓGICA DEL PACIENTE:
CUANTIFICACIÓN DOSIMÉTRICA DEL EFECTO PROTECTOR
RENAL DE LA ARGININA EN LA ADMINISTRACIÓN DE
¹⁷⁷LU-DOTA-SP A RATONES NIH NORMALES Y
SU EXTRAPOLACIÓN A PACIENTES ESTÁNDAR¹**

Puerta Yepes, N.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Director de monografía:
Ph. D. José Luis Crudo
Comisión Nacional de Energía Atómica. Argentina

1. ÍNDICE

1. Índice.....	
2. Lista de abreviaturas	
3. Resumen.....	
4. Introducción	
5. Antecedentes	
6. Desarrollo.....	
6.1. Alcance.....	
6.2. Metodología de evaluación	
6.3. Resultados y discusión	
7. Conclusiones	
8. Recomendaciones.....	
9. Agradecimientos	
10. Referencias bibliográficas.....	
11. Anexos.....	

2. LISTA DE ABREVIATURAS

Abreviatura	Significado
ARN	Autoridad Regulatoria Nuclear
CAE	Centro Atómico Ezeiza
CNEA	Comisión Nacional de Energía Atómica
ITLC-SG	Cromatografía instantánea en capa delgada
MAT	Máxima Actividad Tolerada
MIRD	Medical Internal Radiation Dose
p.i.	Post inyección
PRRT	Terapia Radionucleídica de Receptores Peptídicos
RP-HPLC	Cromatografía líquida de alta performance en fase reversa
SP	Sustancia P
SPECT	Single Photon Emission Computer Tomography

¹ Marco donde se realizó el trabajo: Curso de Posgrado en Protección Radiológica y Fuentes de Radiación. FIUBA-ARN. Este trabajo obtuvo el primer y tercer premio.

3. RESUMEN

El ^{177}Lu -DOTA-Sustancia P (SP) está siendo investigado actualmente en diversos países del planeta incluyendo a Argentina a través de un convenio coordinado de Investigación del OIEA (2011-2014) y se postula como una alternativa potencial para el tratamiento de gliomas malignos no operables. Con el propósito de contribuir con el aseguramiento de la protección al paciente se completó un conjunto de estudios preclínicos, realizados en ratones NIH normales, usando dos tipos de tratamiento (con y sin protección renal de Arginina). Este estudio incluyó, en los dos tipos de tratamiento, el análisis de la biodistribución del ^{177}Lu -DOTA-SP, la estimación de la dosis absorbida en órganos de interés siguiendo un modelo basado en la metodología MIRD, la identificación de los órganos críticos y la extrapolación de los resultados obtenidos a humanos. Finalmente, el análisis de estos resultados permitió la determinación de los parámetros de tratamiento más adecuados, que posibilitan una mayor protección al órgano crítico, contribuyendo de esta forma en la optimización del tratamiento.

Palabras Claves: sustancia P, lutecio-177, órgano crítico.

4. INTRODUCCIÓN

El péptido Sustancia P (SP) es el ligando principal de los receptores de neurokininas tipo 1, los cuales se encuentran sobreexpresados en los gliomas malignos (1, 2). Este péptido de 11 aminoácidos (Arg-Pro-Lys-Pro-Gln-Gln-Phe-Phe-Gly-Leu-Met-NH₂) unido al quelante DOTA puede marcarse con un radionucleido emisor β^- adecuado y potencialmente ser utilizado en terapia radionucleídica de receptores peptídicos (PRRT) para el tratamiento de tumores cerebrales. En este aspecto el Lutecio 177 (^{177}Lu) es uno de los radionucleidos más promisorios que surge como una clara elección para esta aplicación terapéutica ya que posee un período de semidesintegración de 6,71 días con emisión de partículas β^- con energía máxima de 497 keV (78,6%), 384 keV (9,1%) y 176 keV (12,2%). 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 (3).

Para poder implementar el ^{177}Lu -DOTA-SP como radiofármaco en el tratamiento de gliomas malignos no operables, es necesario conformar un conjunto de estudios preclínicos, realizados en animales, que permitan valorar la seguridad y la eficacia antes de realizar los ensayos clínicos en humanos. Para contribuir en la evaluación de la seguridad, en este trabajo se propone estudiar la biodistribución y metabolismo en ratones normales del radiofármaco ^{177}Lu -DOTA-SP en condiciones normales y en ratones sometidos a la administración previa de un potencial agente protector renal, estimar la dosis absorbida en los órganos de interés, identificar los órganos críticos y extrapolar los resultados obtenidos a humanos, con el propósito de cuantificar la radiotoxicidad en el órgano crítico.

5. ANTECEDENTES

La PRRT es una modalidad de tratamiento relativamente nueva y surge como una promisorio alternativa para el tratamiento de algunos tumores inoperables o metastásicos. Se basa en la marcación de péptidos con un radionucleido terapéutico a través de un agente quelante. La alta afinidad de los péptidos por los receptores celulares, es usada como estrategia para que péptidos radiomarcados se unan selectivamente a tejidos que expresan dichos receptores. Cuando éstos son sobreexpresados en células tumorales, la dosis entregada por el radiofármaco es mayor en el tejido tumoral que en el sano.

El descubrimiento de que ciertos tipos de tumores sobreexpresan receptores para hormonas peptídicas data de mediados de la década de los 80s (4). Esta observación permitió marcar este tipo de tumores y convirtió esta estrategia en una herramienta poderosa para su diagnóstico y terapia.

Los primeros péptidos utilizados comprendieron una variedad de análogos de la somatostatina para el tratamiento de tumores neuroendocrinos. El primer análogo radiomarcado introducido fue el [$^{111}\text{In-DTPA}^0$]octeotride, el cual permitió visualizar exitosamente tumores con receptores positivos de somatostatina, pero no demostró eficacia terapéutica en pacientes con tumores grandes y enfermedad avanzada (4).

La siguiente generación de análogos de somatostatina introdujo la modificación del agente quelante DTPA por el DOTA, lo cual permitió una unión más estable con otro radionucleido emisor β^- : el ^{90}Y . Estudios clínicos realizados con este radiofármaco demostraron un beneficio clínico del 75% (4), sin embargo se observó que existía una retención fisiológica renal del radiofármaco que propició que algunos pacientes desarrollaran toxicidad en riñón.

El siguiente análogo de somatostatina introducido fue el [$^{177}\text{Lu-DOTA}^0, \text{Tyr}^3$]octeotate, el cual resultó ser más específico y además, comparado con el [$^{111}\text{In-DTPA}^0$]octeotride, permitió entregar más dosis en el tumor. El ^{177}Lu al emitir partículas β^- cuyo rango de penetración excede el diámetro celular y el cual es mayor que el rango de los electrones Auger del ^{111}In , le permitió demostrar un mayor potencial terapéutico, pudiendo irradiar células tumorales vecinas a la célula blanco. Adicionalmente, el ^{177}Lu comparado con el ^{90}Y al tener un rango de penetración menor mostró ser favorable en el tratamiento de tumores pequeños (5).

Gracias a la respuesta exitosa de la PRRT con análogos de somatostatina marcados con ^{177}Lu , otros promisorios péptidos comenzaron a ser investigados, entre los que se encuentran la Minigastrina, GLP-1, VIP, Neurotensina y Sustancia P, entre otros (6).

El $^{177}\text{Lu-DOTA-Sustancia P}$ ($^{177}\text{Lu-DOTA-SP}$) se postula como un candidato potencial para el tratamiento de gliomas cerebrales que sobreexpresan receptores NK1. Actualmente se han reportado resultados de estudios preclínicos y dosimétricos referidos a dicho radiofármaco (7). Como consecuencia de ello el riñón fue identificado como el órgano que limita la cantidad de actividad que puede ser administrada de forma segura.

Partiendo de la información bibliográfica referente a la disminución de la captación renal de análogos de somatostatina radiomarcados con ^{90}Y y ^{177}Lu en pacientes usando el aminoácido arginina (4), se decidió aplicar esa técnica al compuesto ^{177}Lu -DOTA-SP en este trabajo. Se cree, que al igual que en el caso de los análogos de somatostatina, la protección renal consistiría en el bloqueo, con la arginina, de los receptores de aminoácidos presentes en el túbulo contorneado distal, lo que disminuiría la reabsorción renal del ^{177}Lu -DOTA-SP.

6. DESARROLLO

6.1. ALCANCE

Este procedimiento es aplicable a la evaluación de dosis en ratones normales de la especie NIH y de pacientes cuya anatomía se ajusta a los modelos adultos de referencia empleados en la metodología MIRD (hombre de 73,7 kg y mujer de 56,9 kg), adicionalmente se asume que los pacientes presentan una fisiología normal y una distribución uniforme del radiofármaco en los órganos de retención.

6.2. METODOLOGÍA

Obtención de ^{177}Lu -DOTA-SP: Para la marcación de 15-20 μg de DOTA-SP (PiChem, Austria) se empleó 1 mCi de $^{177}\text{LuCl}_3$ producido por la irradiación de un blanco de Lu_2O_3 enriquecido al 39.6% en ^{176}Lu en el reactor RA 3 (CAE) (Actividad específica=2,41-18,99 Ci/mg de Lu-176), en medio buffer acetato de amonio a pH 5,5 e incubando a 100°C durante 30 min. Se realizaron los controles de pureza radioquímica utilizando ITLC-SG y RP-HPLC. Adicionalmente se realizaron ensayos in vitro del radiofármaco que permitieron determinar su estabilidad en suero humano y la unión a proteínas del suero.

Estudio de Biodistribución: Se determinó la distribución de actividad en un total de 28 ratones normales NIH adultos (~26 g) después de la inyección del ^{177}Lu -DOTA-SP en la vena de la cola (~1MBq). A ocho de ellos se les inyectó 30 minutos antes de la administración del radiofármaco 41 μl de una solución salina de arginina de 101 mg/ml, por la vena de la cola. Después del sacrificio, los órganos de interés (riñones, hígado, bazo, pulmones, sangre, estómago, intestino y fémur) fueron resecados, pesados y medidos en un contador gamma automático (Cobra II, Packard) para determinar su actividad. Se calculó, para cada órgano, el porcentaje de actividad inyectada por gramo de tejido (%AI/g) a los 30 minutos, 2, 6, 16 y 48 horas post-inyección ($n = 4$) para ratones en condiciones normales y a los 30 minutos, 2 y 6 horas p.i. ($n = 2, 3$ y 3) para ratones con administración previa de arginina. Se compararon los resultados para cada tiempo del grupo tratado previamente con arginina con el no tratado, empleando un test t bajo las hipótesis de normalidad e igualdad de varianzas con un nivel de significación del 5%.

Estudios Dosimétricos: Los datos experimentales de actividad en los diferentes órganos se ajustaron a curvas, usando el software Origen 6.1. Se calculó el área bajo la curva y se normalizó a la actividad inyectada con el fin de obtener los coeficientes de actividad integrada en el tiempo (8). Las dosis de los órganos del ratón se determinaron utilizando la metodología MIRD, donde la dosis se determina como el producto entre el tiempo de residencia de cada órgano fuente y los factores S para todas las combinaciones órgano

fuentes blancas 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 Larsson y col (11). La extrapolación a los seres humanos se llevó a cabo utilizando el método de escalación de tiempo (12). La escalación por tiempo es una transformación de la escala de tiempo, que toma en cuenta las diferencias de las tasas metabólicas entre animales con diferente masa corporal. La aproximación empleada para esta escalación utilizó 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 se obtienen 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 en los órganos humanos por unidad de actividad inyectada se calcularon mediante el programa de OLINDA (13), ingresando los coeficientes de actividad integrada hallados, para los dos modelos propuestos: Hombre adulto normal (73,7 kg) y mujer adulta normal (56,9 kg).

No se calculó la incertidumbre asociada a la estimación de dosis, ya que la incertidumbre asociada al método de escalación no es posible cuantificar. Lo indicado para hallarla sería, una vez se decida utilizar el radiofármaco en cuestión, primero realizar un estudio trazador en el paciente, previo al tratamiento terapéutico, que permitirá que la cinética del paciente sea determinada, y se evalúen los errores involucrados en la dosimetría de cuerpo entero en una base paciente específico.

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 la actividad máxima de ^{177}Lu -DOTA-SP que puede ser administrada a un paciente de referencia, sin exceder la tolerancia máxima del órgano sano de mayor riesgo, usando la expresión 2:

$$\text{Máxima Actividad Tolerable} \left(\frac{\text{MBq}}{\text{Kg}} \right) = \frac{\text{Dosis Umbral (mGy)}}{\text{Coeficiente de Dosis (mGy / MBq)} \times \text{masa}^{\text{CE}}} \quad (2)$$

Donde la dosis umbral 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.

6.3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Obtención de ¹⁷⁷Lu-DOTA-SP: Se obtuvo una pureza radioquímica del ¹⁷⁷Lu-DOTA-SP mayor al 99,9 % y se alcanzó una actividad específica igual a 0,05-0,066 mCi/μg de péptido.

Estudio de Biodistribución: Los resultados de los estudios de biodistribución se muestran en la figura 1.

Los datos experimentales en ambos casos muestran una rápida depuración sanguínea (A 30 minutos p.i. 0,76 ± 0,03% AI/g y 1,2 ± 0,5% AI/g para las condiciones con y sin arginina respectivamente) y una rápida excreción renal (Con administración de arginina: 5,8 ± 1,2%AI/g en riñón a los 30 minutos p.i y 4,2 ± 1,5% AI/g a las 6 horas p.i. Sin administración de arginina: 9,4 ± 0,9%AI/g en riñón a los 30 minutos p.i. y 2,3 ± 1,1% AI/g a las 16 horas p.i.).

Estudio de Biodistribución: Los resultados de los estudios de biodistribución se muestran en la figura 1.

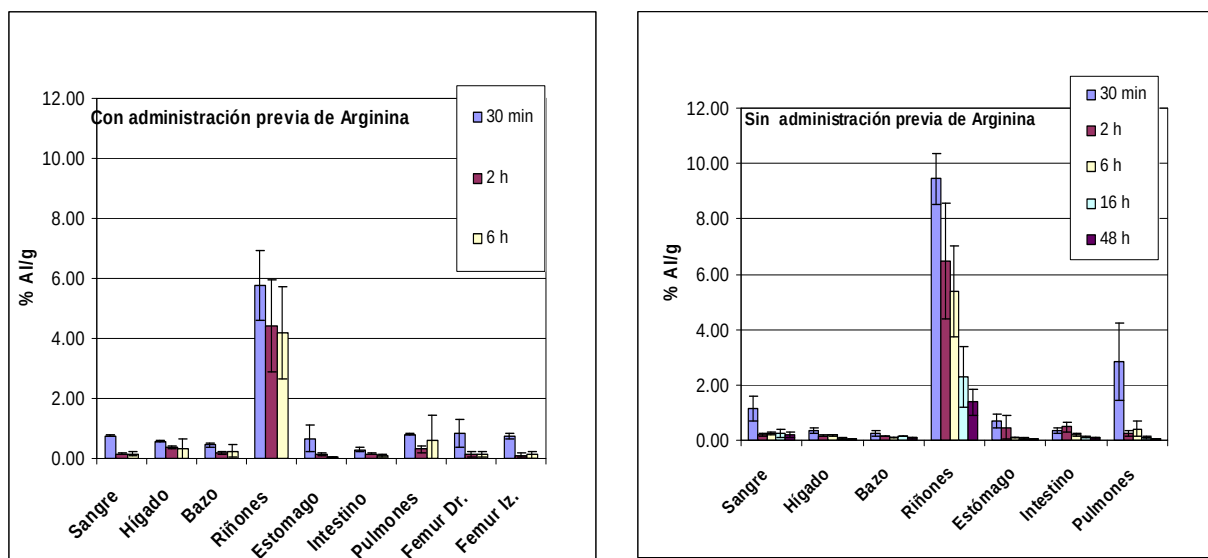


Figura 1. Datos de biodistribución de ¹⁷⁷Lu-DOTA-SP en ratones NIH normales con (izquierda) y sin administración previa de arginina (derecha).

El riñón es el órgano que presenta la mayor retención del radiofármaco en las dos situaciones, sin embargo, se evidencia que la retención en el riñón es menor en el caso de administración previa de arginina. Para $t= 30$ minutos y para $t= 120$ minutos la media para el grupo sin tratar es significativamente mayor que la media para el grupo tratado con un nivel de confianza del 95%. Sin embargo, para $t= 360$ minutos no es posible detectar diferencias significativas entre los dos grupos.

La retención del ^{177}Lu -DOTA-SP en otros órganos diferentes al riñón para las dos condiciones utilizadas resultó ser insignificante, registrándose valores de retención en éstos menores a 0,5% a partir de las dos horas p.i. Los bajos valores de captación en hígado y fémur en ambos casos, también son una confirmación indirecta de la excelente estabilidad *in-vivo* del ^{177}Lu -DOTA-SP, ya que el ^{177}Lu libre ($^{177}\text{LuCl}_3$) se caracteriza por presentar una elevada acumulación en fémur e hígado (10).

Estudios Dosimétricos: Las curvas de retención extrapoladas de ^{177}Lu -DOTA-SP en órganos humanos para las dos condiciones se muestran en el ANEXO.

En la tabla 1 se presentan los coeficientes de actividad integrada en el tiempo del ^{177}Lu -DOTA-SP, para los casos con y sin administración de arginina, en los diferentes órganos del ratón y de los dos modelos humanos.

Órganos	Coeficientes de actividad integrada en el tiempo para el ^{177}Lu -DOTA-SP (h)					
	Con Arginina			Sin Arginina		
	Ratón	Mujer	Hombre	Ratón	Mujer	Hombre
Riñones	0,58	3,32	4,00	0,54	3,65	5,49
Hígado	0,13	0,93	1,17	0,06	0,50	0,51
Pulmones	0,05	0,17	0,22	0,05	0,51	0,55
Estómago	0,03	0,05	0,06	0,08	0,26	0,26
Bazo	0,04	0,15	0,15	0,02	0,08	0,09
Intestino	0,06	0,43	0,46	0,14	0,98	1,06
Sangre	0,78	1,50	1,56	1,07	1,88	1,92
Médula	0,09	0,18	0,19	0,13	0,22	0,23

Tabla 1. Coeficientes de actividad integrada en el tiempo de ^{177}Lu -DOTA-SP, para los dos tipos de tratamiento, en órganos del ratón NIH y de los modelos humanos mujer y hombre adulto.

Las dosis absorbidas para los diferentes órganos del ratón NIH y para los diferentes órganos humanos por unidad de actividad inyectada del radiofármaco ^{177}Lu -DOTA-SP se muestran en la tabla 2.

Órganos	Dosis Absorbida (mGy/MBq)					
	Con Arginina			Sin Arginina		
	Ratón	Mujer	Hombre	Ratón	Mujer	Hombre
Riñones	115,07	1,04	1,16	139,9	1,15	1,59
Hígado	8,47	0,06	0,06	4,61	0,02	0,03
Pulmones	17,05	0,02	0,02	14,57	0,06	0,05
Estómago	5,64	0,01	0,01	9,67	0,05	0,05
Bazo	27,70	0,09	0,07	14,85	0,05	0,05
Intestino	1,81	0,10	0,10	4,66	0,22	0,22
Médula	0,57	0,01	0,01	0,51	0,01	0,01

Tabla 2. Dosis absorbida para los diferentes órganos del ratón NIH y de los modelos humanos mujer y hombre adulto.

Se puede observar que, 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, la dosis en los riñones resulta ser menor en el caso de la administración previa de arginina. Aunque algunos órganos muestran un leve aumento en las dosis en el caso de la administración del aminoácido, este aumento no es significativo y no influye en la identificación del órgano limitante.

El factor limitante que puede presentar el tratamiento con ^{177}Lu -DOTA-SP es la radiotoxicidad renal, para el caso en que la terapia se realice a través de una administración intravenosa, esto como consecuencia de la presencia de receptores de aminoácidos en el túbulo contorneado distal que provocan la reabsorción del péptido marcado.

Por lo tanto, se identifica el riñón como el órgano sano con mayor riesgo radiológico. La dosis en este órgano no debe exceder un valor de 20 Gy, de acuerdo con los datos reportados en la literatura (14). Por lo tanto, las actividades "máximas" que se pueden administrar a los pacientes, en ambos casos, sin exceder el máximo de tolerancia de los riñones se presentan en la Tabla 3.

MAT para caso con Arginina		MAT para caso sin Arginina	
Mujer (MBq/kg)	Hombre (MBq/kg)	Mujer (MBq/kg)	Hombre (MBq/kg)
338	234	306	170

Tabla 3. Máxima actividad tolerada de ^{177}Lu -DOTA-SP en adultos humanos para las dos condiciones: con arginina (izquierda) y sin arginina (derecha)

Se observa que la administración previa de arginina a la inyección de ^{177}Lu -DOTA-SP posibilita aumentar la cantidad de actividad administrada al paciente.

7. CONCLUSIONES

La Sustancia P se marcó con el ^{177}Lu producido en el Reactor RA-3 del Centro Atómico Ezeiza con una alta pureza radioquímica, lo que demuestra la capacidad de producir este radiofármaco a nivel local.

El estudio de biodistribución del ^{177}Lu -DOTA-SP en ratones NIH confirmó que el metabolismo del radiofármaco es impulsado por el péptido SP. Además, también se demuestra la estabilidad *in vivo* del radiofármaco producido localmente, ya que no se observa una elevada captación en fémur e hígado propia del metabolismo del ^{177}Lu libre.

Los estudios dosimétricos permitieron determinar que el órgano sano que recibe la mayor dosis en el tratamiento con el radiofármaco ^{177}Lu -DOTA-SP administrado por vía intravenosa es el riñón.

Se evidenció el efecto protector renal de la arginina, la cual se estima que reduce la dosis en riñón del 10 al 27% bajo las condiciones de masa y concentración de arginina evaluadas. 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.

Se encontró que la administración de arginina antes de la inyección de ^{177}Lu -DOTA-SP optimiza el tratamiento con este radiofármaco, presentando una rápida depuración del cuerpo y una menor retención en riñón respecto de la situación en la que no se administra el aminoácido.

Los resultados dosimétricos de los dos modelos humanos hallados en este trabajo pueden ser tomados en cuenta en estudios clínicos con este radiofármaco para no exceder el umbral radiotoxicológico en el riñón y por lo tanto garantizar la protección radiológica de los pacientes.

Finalmente, este trabajo contribuye a la evaluación preclínica proporcionando información de apoyo para el uso seguro en los seres humanos del radiofármaco ^{177}Lu -DOTA-SP producido localmente.

8. RECOMENDACIONES

Se recomienda el inicio de estudios clínicos con el ^{177}Lu -DOTA-SP, implementado primero un estudio trazador en el paciente, previo al tratamiento terapéutico. Esto permitirá que la cinética del paciente sea determinada, de forma que la actividad administrada al paciente pueda ser valorada de forma individual y por lo tanto maximizar el potencial terapéutico del radiopéptido.

También se recomienda la evaluación de errores involucrados en la dosimetría de cuerpo entero en una base paciente específico.

9. AGRADECIMIENTOS

- Este trabajo es resultado de un esfuerzo conjunto entre el Grupo de Dosimetría Interna de la Gerencia de Apoyo Científico de la ARN a cargo de la Dra. Ana María Rojo y la División de Radiofarmacia de la CNEA a cargo del Ph.D. José Luis Crudo. A todos ellos muchas gracias.
- Al Organismo Internacional de Energía Atómica por financiar parcialmente este trabajo en el marco del CRP Research Contract ARG-16671.

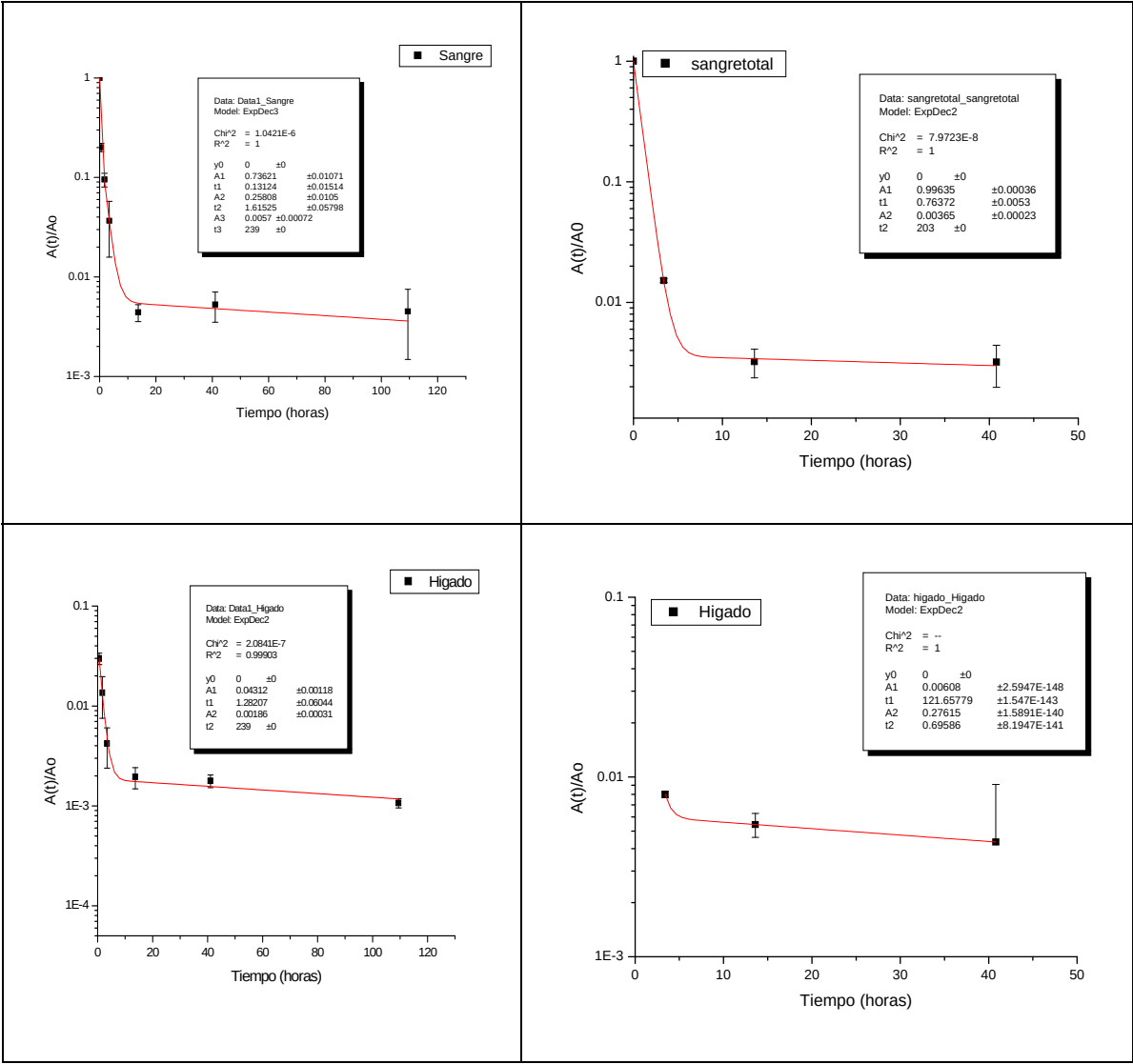
10. REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

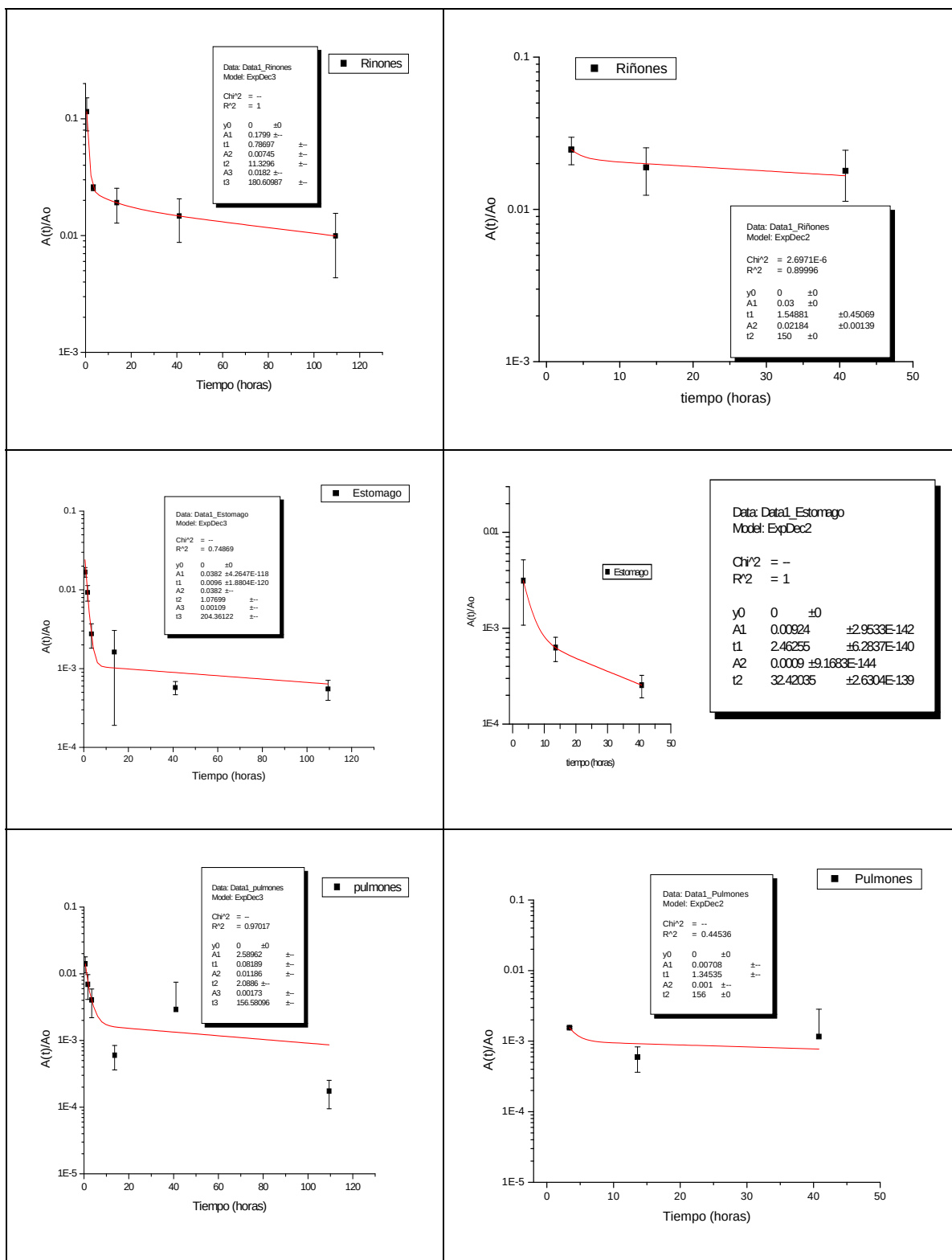
- (1)- Kneifel, S., Bernhardt, P., Uusijärvi, H., Good, S., Plasswilm, L., Buitrago-Téllez, C., Müller-Brand, J., Mäcke, H., Merlo, A., "Individual voxelwise dosimetry of targeted ⁹⁰Y-labelled substance P radiotherapy for malignant gliomas". Eur J Nucl Med Mol Imaging, vol. 34, Sep. 2007, 1388-1395.
- (2)- Kneifel, S., Cordier, D., Good, S., Ionescu, M.C., Ghaffari, A., Hofer, S., Kretzschmar, M., Tolnay, M., Apostolidis, C., Waser, B., Arnold, M., Mueller-Brand, J., Maecke, H.R., Reubi, J.C., Merlo, A., "Local targeting of malignant gliomas by the diffusible peptidic vector 1,4,7,10-tetraazacyclododecane-1-glutaric acid-4,7,10-triacetic acid-substance p", Clin Cancer Res, vol. 12, Jun. 2006, 3843-3850.
- (3)- International Atomic Energy Agency. Comparative Evaluation of Therapeutic Radiopharmaceuticals. Technical Reports Series No. 458. Vienna, 2007.
- (4)- De Jong, M., Verwijnen, S.M., De Visser, M., Kwekkeboom, D.J., Valkema, R., Krenning, E.P., Targeted Radionuclide Tumor Therapy, Chapter 7 peptides for Radionuclide Therapy, T. Stigbrand et al., Springer, Netherlands, 2008.
- (5)- O'Donoghue, J.A., Bardies, M., Wheldon, T.E., "Relationships between tumor size and curability for uniformly targeted therapy with beta-emitting radionuclides", J Nucl Med, vol. 36, Oct. 1995, 1902-1909.
- (6)- Reubi, J.C., Mäcke, H. R., Krenning, E. P., "Candidates for Peptide Receptor Radiotherapy Today and in the Future", J Nucl Med, vol. 46 (1), Jan. 2005, suppl 67S-75S.
- (7)- Nevares, N., López Bularte, A.C., Puerta Yepes, N., Zapata, M., Pérez, J., Rojo, A., Crudo, J.L., "Ensayos in-vitro e in-vivo del péptido marcado ¹⁷⁷Lu-DOTA-Sustancia P y evaluación de los cálculos dosimétricos en la etapa preclínica", Alasbimn Journal, vol 12 (49), Jul. 2010, Article N° AJ49-4.
- (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, Mar. 2009, 477-484.
- (9)- Loevinger, R., Budinger, T., Watson, E., MIRD Primer for Absorbed Dose Calculations, Society of Nuclear Medicine, Universidad de Michigan, 1988.

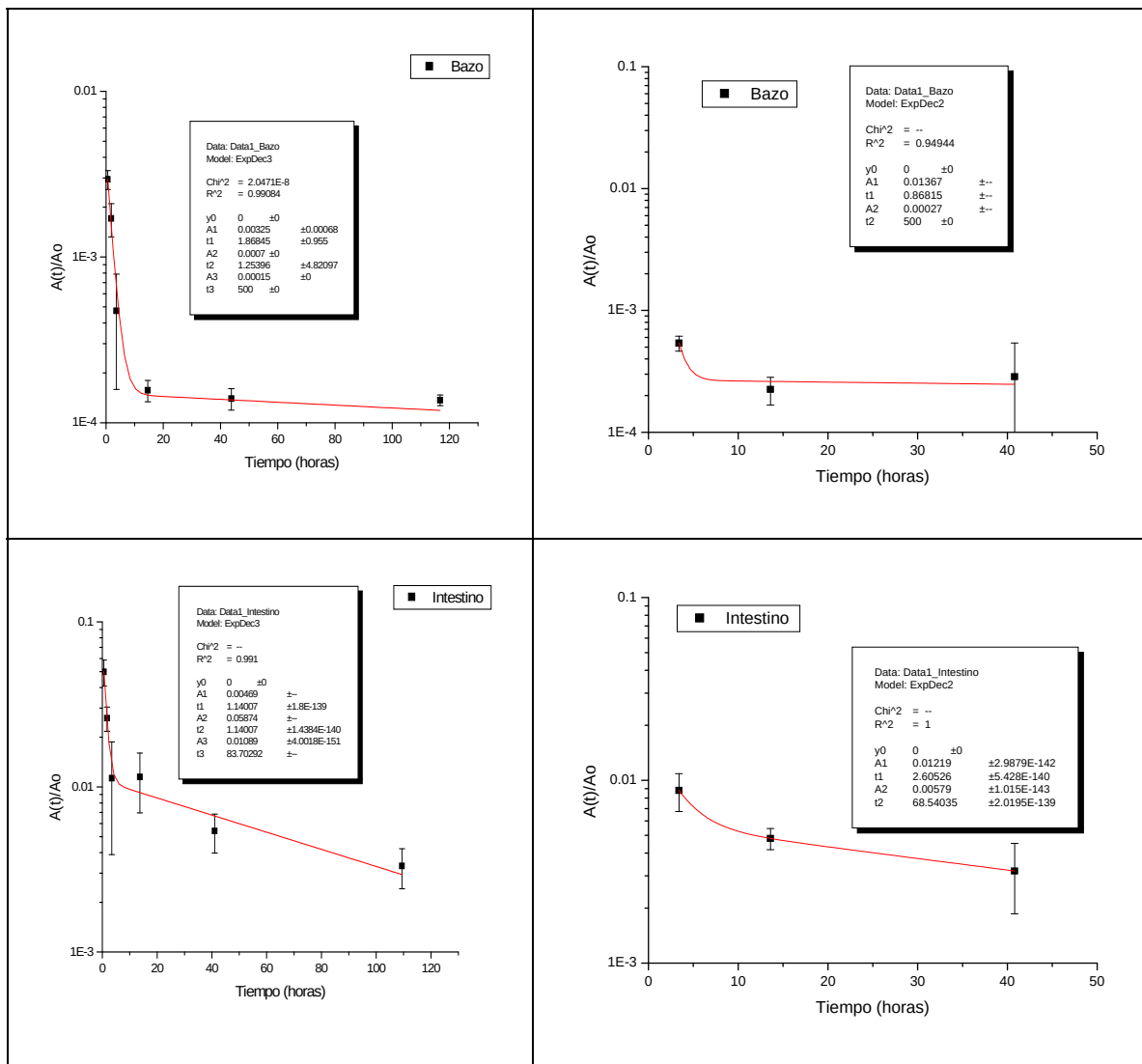
- (10)- Villarreal, Y., Dosimetría Interna Aplicada a Fármacos Marcados con ^{177}Lu , Universidad Nacional de Cuyo, Instituto Balseiro, Bariloche, 2007.
- (11)- Larsson, E., Strand, S., Ljungberg, M., Jönsson, B., “Mouse S-Factors based on Monte Carlo Simulations in the Anatomical Realistic Moby Phantom for Internal Dosimetry”, Cancer Biotherapy & Radiopharmaceuticals, vol. 22, Mar. 2007, 438-442.
- (12)- Stabin, M. G., Fundamentals of Nuclear Medicine Dosimetry, Springer, 2008.
- (13)- 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, vol. 46, Jun. 2005, 1023-1027.
- (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 therapeutic irradiation”, Int. J. Radiation Oncology Biol. Phys., vol. 21, May 1991, 109-122.

11. ANEXOS

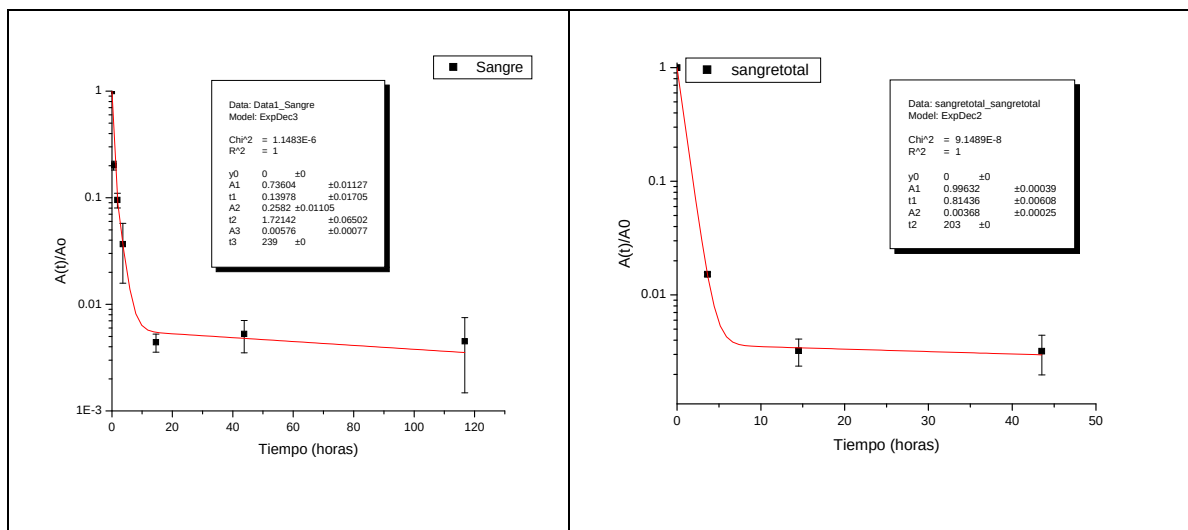
Extrapolación a mujer: Curvas de retención en órganos y tejidos de modelo femenino para tratamiento de ¹⁷⁷Lu-DOTA-SP sin protección renal (izquierda) y con protección renal de arginina (derecha).

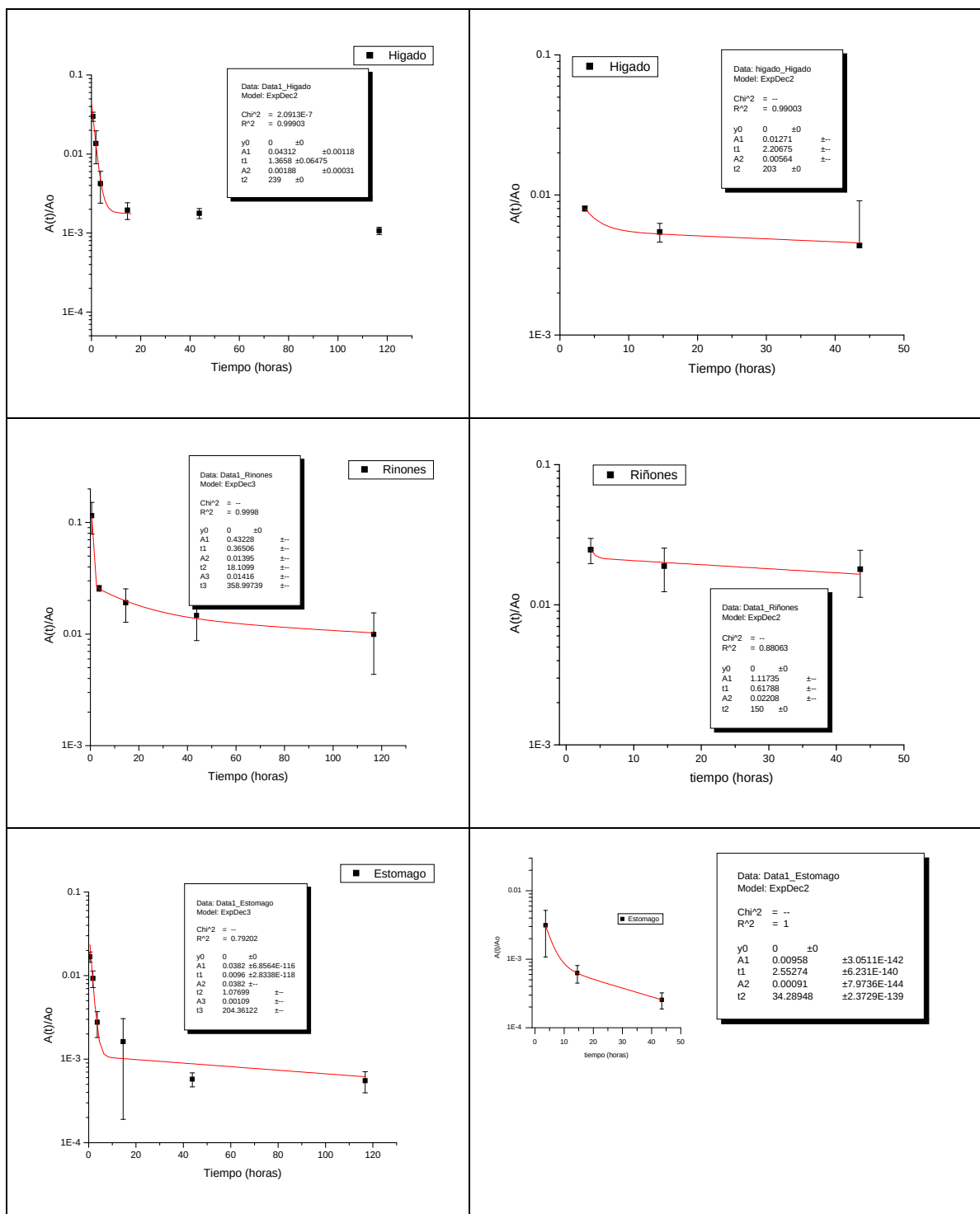


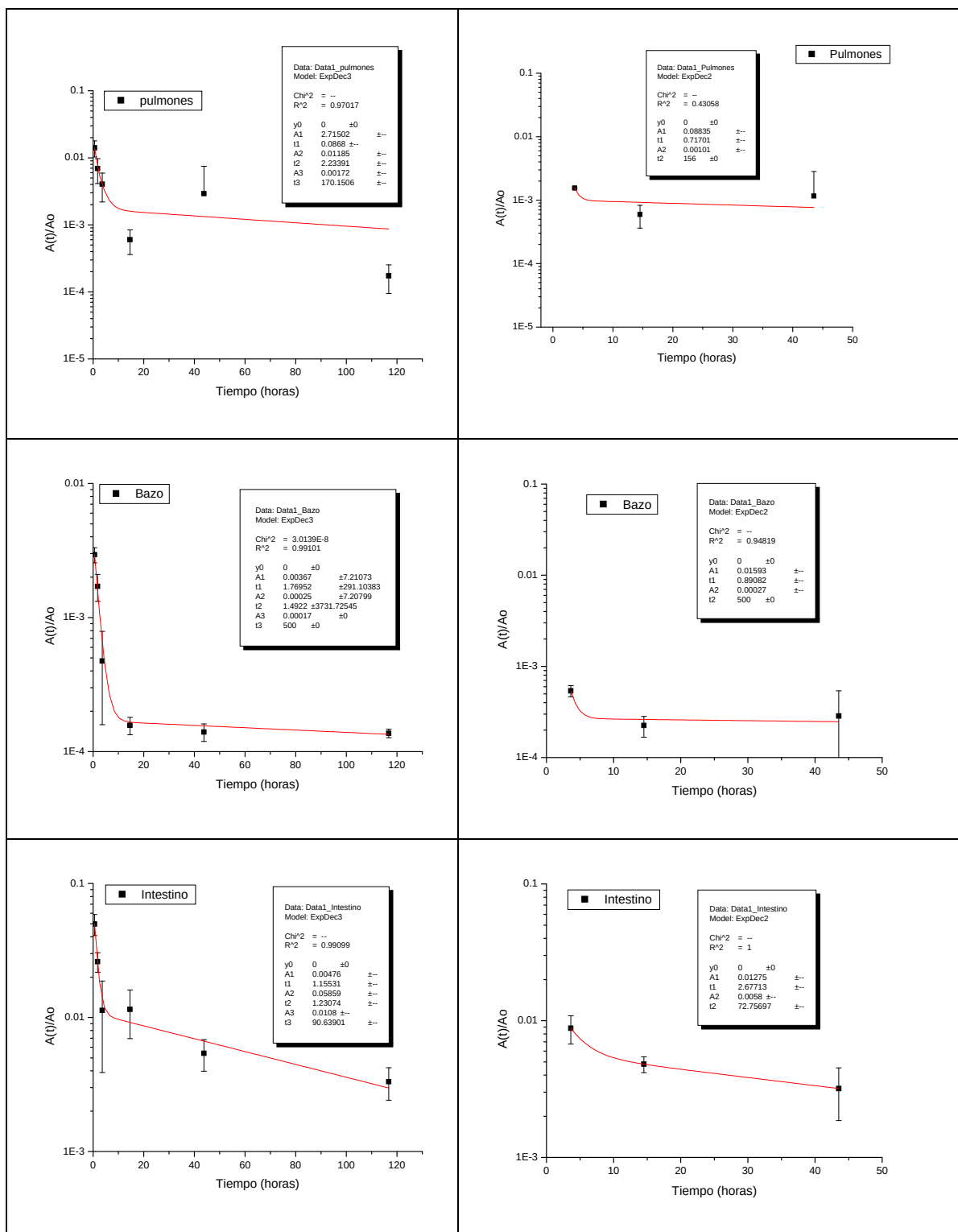




Extrapolación a hombre: Curvas de retención en órganos y tejidos de modelo masculino para tratamiento de ^{177}Lu -DOTA-SP sin protección renal (izquierda) y con protección renal de arginina (derecha).







PARTE II

Resúmenes de publicaciones en revistas

EXPERIMENTAL COMPTON PROFILES OF Be, Al AND Ti AND COMPARISONS TO GENERALIZED GRADIENT APPROXIMATION CALCULATIONS*

Aguiar, J.C.¹; Di Rocco, H.O.^{2,3} and Mitnik, D.^{3,4}

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina

² Instituto de Física "Arroyo Seco", Facultad de Ciencias Exactas, Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires

³ Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET)

⁴ Instituto de Astronomía y Física del Espacio, Argentina

Abstract

Experimental analysis of isotropic Compton profiles for beryllium, aluminum and titanium was performed to assess the radial core wave functions and pseudo-orbitals for valence electrons generated using a generalized gradient approximation based on norm-conserving pseudo-potential calculations. Compton profiles for the different core and valence electron shells are presented in tabulated electron momentum transfer values from $q=0$ to 9 a.u. Derivatives of the Compton profiles were also calculated to identify the Fermi momenta. Comparison of our results to previous experimental and theoretical calculations shows acceptable agreement in most cases. Our findings indicate that the Compton profiles for Be, Al and Ti are reasonably well described within the generalized gradient approximation.

* Publicado en: Journal of Physics and Chemistry of Solids; vol.74, no. 10, pp. 1341-1348, 2013.

THE STUDY OF THE 4s4p CONFIGURATION OF THE Zn ISOELECTRONIC SEQUENCE USING THE RELATIVISTIC *jj*-COUPLING APPROACH*

Aguiar, J.C.¹; Raineri, M.² and Di Rocco, H.O.³

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina

² Centro de Investigaciones Ópticas, CC 3 Comisión de Investigaciones Científicas. Argentina

³ Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET) e Instituto de Astronomía y Física del Espacio, Argentina

Abstract

The 4s4p configuration of Zn is analyzed using the *Relativistic jj-coupling approach*. The experimentally determined relativistic Slater integrals are compared with the results of numerical codes, both quasi- and fully-relativistic ones. In this work, they are estimated, semi-empirically, the two $J = 1$ levels up $Z = 70$ and the 1P_1 level up $Z = 92$ by judicious interpolation and extrapolation of energies. The comparison with extensive relativistic configuration-interaction calculations indicates that differences between both approaches are of the order of measurement accuracies.

* Publicado en: European Physical Journal- D; vol. 67, no. 8, pp.165-173, 2013.

INTERLABORATORY COMPARISON OF DICENTRIC CHROMOSOME ASSAY USING ELECTRONICALLY TRANSMITTED IMAGES*

García, O.¹; Di Giorgio, M.²; Vallergera, M.B.²; Radl, A.²; Taja, M.R.²; Seoane, A.³; De Luca, J.³; Stuck Oliveira, M.⁴; Valdivia, P.⁵; Lamadrid, A.I.¹; González, J.E.¹; Romero, I.¹; Mandina, T.¹; Pantelias, G.⁶; Terzoudi, G.⁶; Guerrero-Carbajal, C.⁷; Arceo Maldonado, C.⁷; Espinoza, M.⁸; Oliveros, N.⁹; Martínez-López, W.¹⁰; Di Tomaso, M.V.¹⁰; Méndez-Acuña, L.¹⁰; Puig, R.¹¹; Roy, L.¹² and Barquinero, J.F.¹²

¹ Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones (CPHR). Cuba

² Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina

³ IGEVET, Facultad de Ciencias Veterinarias, Universidad Nacional de La Plata-CONICET. Argentina

⁴ Instituto de Radioprotección y Dosimetría (IRD). Brazil

⁵ Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN). Chile

⁶ Laboratory of Radiobiology and Biodosimetry, National Center for Scientific Research 'Demokritos. Greece

⁷ Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ). México

⁸ Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN). Perú

⁹ Universidad Nacional Mayor de San Marcos (UNMSM), Facultad de Ciencias Biológicas. Perú

¹⁰ Instituto de Investigaciones Biológicas Clemente Estable. Uruguay

¹¹ Universidad Autónoma de Barcelona - Facultad de Biociencias. Spain

¹² Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN). France

Abstract

The bottleneck in data acquisition during biological dosimetry based on a dicentric assay is the need to score dicentrics in a large number of lymphocytes. One way to increase the capacity of a given laboratory is to use the ability of skilled operators from other laboratories. This can be done using image analysis systems and distributing images all around the world. Two exercises were conducted to test the efficiency of such an approach involving 10 laboratories. During the first exercise (E1), the participant laboratories analysed the same images derived from cells exposed to 0.5 and 3 Gy; 100 images were sent to all participants for both doses. Whatever the dose, only about half of the cells were complete with well-spread metaphases suitable for analysis. A coefficient of variation (CV) on the standard deviation of ~15 % was obtained for both doses. The trueness was better for 3 Gy (0.6%) than for 0.5 Gy (37.8%). The number of estimated doses classified as satisfactory according to the z-score was 3 at 0.5 Gy and 8 at 3 Gy for 10 dose estimations. In the second exercise, an emergency situation was tested, each laboratory was required to score a different set of 50 images in 2 d extracted from 500 downloaded images derived from cells exposed to 0.5 Gy. Then the remaining 450 images had to be scored within a week. Using 50 different images, the CV on the estimated doses (79.2 %) was not as good as in E1, probably associated to a lower number of cells analysed (50 vs. 100) or from the fact that laboratories analysed a different set of images. The trueness for the dose was better after scoring 500 cells (22.5%) than after 50 cells (26.8%). For the 10 dose estimations, the number of doses classified as satisfactory according to the z-score was 9, for both 50 and 500 cells. Overall, the results obtained support the feasibility of networking using electronically transmitted images. However, before its implementation some issues should be elucidated, such as the number and resolution of the images to be sent, and the harmonisation of the scoring criteria. Additionally, a global website able to be used for the different regional networks, like Share Points, will be desirable to facilitate worldwide communication.

* Publicado en: Radiation Protection Dosimetry; vol. 154, no. 1, pp. 18-25, 2013.

INTERNATIONAL POLICIES AND STRATEGIES FOR THE REMEDIATION OF LAND CONTAMINATED BY RADIOACTIVE MATERIAL RESIDUES*

González, A.J.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Abstract

The paper addresses the international policies and strategies for the remediation of land contaminated by radioactive material residue, its main aim being to describe the misunderstandings, evolution and status of the international paradigms in this area. Thus, the denotation and connotation of the 'remediation' and 'contamination' concepts are explored, including the ambiguity they produce in understanding of the issues by a sceptical public. Then, the international radiation protection approaches for remediation are portrayed. They derive from the recommendations of the International Commission on Radiological Protection (ICRP), which are described including their basic principles and characterization of exposure situations. Prolonged exposure situations, which are typical in cases of contaminated land, are analysed with particular detail. The newer ICRP general recommendations, as well as recent ICRP recommendations for excluding and exempting exposure situations from regulatory control and for living in long-term contaminated territories after a nuclear accident or a radiation emergency, are examined. Remediation vis-à-vis environmental protection is discussed and the non-technical factors usually involved in decision-making on remediation are examined. Finally, the international safety standards on remediation, which are being established under the aegis of the International Atomic Energy Agency (IAEA), are explored. These include the well established International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, or BSS, as well as the specific international safety requirements for remediation; a brief overview of the current process of revising the BSS is also included. In its outcome the paper suggests that the time is ripe for a simple and clear international agreement on the levels of radioactivity in territorial contamination with radioactive material that may be considered unambiguously safe.

* Publicado en: Journal of Environmental Radioactivity; vol. 119, pp. 5-12, 2013.

RADIOLOGICAL PROTECTION ISSUES ARISING DURING AND AFTER THE FUKUSHIMA NUCLEAR REACTOR ACCIDENT*

González, A.J.¹; Akashi, M.²; Boice, J.D. Jr.³; Chino, M.⁴; Homma, T.⁴; Ishigure, N.⁵;
Kai, M.⁶; Kusumi, S.⁷; Lee, J.K.⁸; Menzel, H-G.⁹; Niwa, O.¹⁰; Sakai, K.²; , Weiss, W.¹¹,
Yamashita, S.^{10,12} and Yonekura, Y.^{2,13}

¹ Nuclear Regulatory Authority, Argentina

² National Institute of Radiological Science, Japan

³ Vanderbilt University and National Council on Radiation Protection and Measurements, USA

⁴ Japan Atomic Energy Agency, Japan

⁵ Nagoya University, Japan

⁶ Oita University of Nursing and Health Sciences, Japan

⁷ Ex-Nuclear Safety Commission, Japan

⁸ Nuclear Engineering, Hanyang University, Korea

⁹ European Organization for Nuclear Research, Switzerland

¹⁰ Fukushima Medical University, Japan

¹¹ Federal Office for Radiation Protection (BfS), Department for Radiation Hygiene, Germany

¹² Nagasaki University, Japan

Abstract

Following the Fukushima accident, the International Commission on Radiological Protection (ICRP) convened a task group to compile lessons learned from the nuclear reactor accident at the Fukushima Daiichi nuclear power plant in Japan, with respect to the ICRP system of radiological protection. In this memorandum the members of the task group express their personal views on issues arising during and after the accident, without explicit endorsement of or approval by the ICRP. While the affected people were largely protected against radiation exposure and no one incurred a lethal dose of radiation (or a dose sufficiently large to cause radiation sickness), many radiological protection questions were raised. The following issues were identified: inferring radiation risks (and the misunderstanding of nominal risk coefficients); attributing radiation effects from low dose exposures; quantifying radiation exposure; assessing the importance of internal exposures; managing emergency crises; protecting rescuers and volunteers; responding with medical aid; justifying necessary but disruptive protective actions; transiting from an emergency to an existing situation; rehabilitating evacuated areas; restricting individual doses of members of the public; caring for infants and children; categorising public exposures due to an accident; considering pregnant women and their fetuses and embryos; monitoring public protection; dealing with 'contamination' of territories, rubble and residues and consumer products; recognising the importance of psychological consequences; and fostering the sharing of information. Relevant ICRP Recommendations were scrutinised, lessons were collected and suggestions were compiled. It was concluded that the radiological protection community has an ethical duty to learn from the lessons of Fukushima and resolve any identified challenges. Before another large accident occurs, it should be ensured that inter alia: radiation risk coefficients of potential health effects are properly interpreted; the limitations of epidemiological studies for attributing radiation effects following low exposures are understood; any confusion on protection quantities and units is resolved; the potential hazard from the intake of radionuclides into the body is elucidated; rescuers and volunteers are protected with an ad hoc system; clear recommendations on crisis management and medical care and on recovery and rehabilitation are available; recommendations on public protection levels (including infant, children and pregnant women and their expected offspring) and associated issues are consistent and understandable; updated recommendations on public monitoring policy are available; acceptable (or tolerable) 'contamination' levels are clearly stated and defined; strategies for mitigating the serious psychological consequences arising from radiological accidents are sought; and, last but not least, failures in fostering information sharing on radiological protection policy after an accident need to be addressed with recommendations to minimise such lapses in communication.

* Publicado en: Journal of Radiological Protection; vol. 33, no. 3, pp. 497-571, 2013.

SAFE TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL IN ARGENTINA: 60 YEARS' EXPERIENCE *

López Vietri, J.; Elechosa, C.; Rodríguez Roldán, M.S. and Fernández, A.

Autoridad Regulatoria Nuclear.
Argentina

Abstract

An overview is provided of the main activities related to the safe transport of radioactive material (RAM) in Argentina over the past 60 years. The review will provide evidence of the implementation of national Argentine regulatory standards in line with safety requirements and related documents published by the International Atomic Energy Agency and the compliance with all the applicable regulatory requirements. Argentinean experience in the design of packages and special form RAM is described in detail, as well as the implementation of a quality management system in the transport sector of the Nuclear Regulatory Authority (ARN). Projects currently being carried out related to the development of new multipurpose package designs, and the improvement by the ARN of the guide to prepare the Safety Report, to facilitate the work of designers and National Authority, are described. Another important activity is the training in safety during the transport of RAM conducted by ARN since 40 years ago and ARN's participation in the international field. Finally, future regulatory tasks intended to improve safety in transport are identified.

* Publicado en: Packaging, Transport, Storage and Security of Radioactive Material; Vol. 24, no. 1, pp. 37-41, 2013.

ON THE VALIDITY OF THE GENERAL ORDER KINETICS FOR ANALYZING PHOSPHORESCENCE CURVES*

Ortega, F.¹; Marcazzo, J.^{1,2}; Santiago, M.; Spano, F.³ and Caselli, E.^{1,4}

¹ Universidad Nacional del Centro, Pinto 399, 7000 Tandil, Argentina

² Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas (CONICET), Argentina

³ Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina

⁴ Comisión de Investigaciones Científicas de la Provincia de Buenos Aires, Argentina

Abstract

The parameters characterizing trap and recombination centers, such as activation energies, recombination and trap probabilities, involved in thermoluminescent materials can be found by analyzing phosphorescence curves with an adopted model consisting of trap and recombination centers, and assuming the mechanisms involved in the carrier traffic (kinetics). Nowadays the most employed kinetics is the General Order kinetics (GO). Since this model is heuristic, this article reports how successful it is in providing reliable values for the traps parameters. The equations describing the traffic of carriers were used to generate simulated phosphorescence curves for specific values of trap and recombination parameters. These simulated phosphorescence curves were later analyzed with the GO kinetics, and the resulting parameters compared to the correct ones in order to evaluate the validity of the model.

* Publicado en: Radiation Measurements; vol.59, pp. 1-7, 2013.

PREVENTION OF ACCIDENTAL EXPOSURE IN RADIOTHERAPY: THE RISK MATRIX APPROACH*

Vilaragut, J.J.; Duménigo, C.; Ferro, R.; Guillén, A.; Delgado, J.M.; Sánchez Cayuela, C.; Morales, J.; McDonnell, D.J.; Ortiz López, P.; Nader, A.; Ramírez, M.L.; Pérez Mulas, A.; Papadópulos, S.¹; et ál.

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina

Abstract

Knowledge and lessons from past accidental exposures in radiotherapy are very helpful in finding safety provisions to prevent recurrence. Disseminating lessons is necessary but not sufficient. There may be additional latent risks for other accidental exposures, which have not been reported or have not occurred, but are possible and may occur in the future if not identified, analyzed, and prevented by safety provisions. Proactive methods are available for anticipating and quantifying risk from potential event sequences. In this work, proactive methods, successfully used in industry, have been adapted and used in radiotherapy. Risk matrix is a tool that can be used in individual hospitals to classify event sequences in levels of risk. As with any anticipative method, the risk matrix involves a systematic search for potential risks; that is, any situation that can cause an accidental exposure. The method contributes new insights: The application of the risk matrix approach has identified that another group of less catastrophic but still severe single-patient events may have a higher probability, resulting in higher risk. The use of the risk matrix approach for safety assessment in individual hospitals would provide an opportunity for self-evaluation and managing the safety measures that are most suitable to the hospital's own conditions.

* Publicado en: Health Physics; vol. 104, no.2, pp.139-150, 2013.

ÍNDICE DE AUTORES

- Acosta, N. 353
 Acosta, S. 3
 Aguiar, J.C. 493, 494
 Akashi, M. 497
 Alonso, M.T. 133, 145
 Álvarez, D.E. 213, 317
 Amado, V.A. 457
 Andrada Contardi, F. 13
 Arceo Maldonado, C. 495
 Arenas, G. 353
 Barquinero, J.F. 495
 Boice, J.D. Jr 497
 Bonetto, J.P. 277
 Bossio, M.C. 21, 29, 37, 317
 Bubniak, R.V. 105, 361, 381
 Canoba, A. 213
 Carelli, J. 45, 109, 165
 Caselli, E. 499
 Castro, L. 13, 309
 Cateriano, M.A. 55, 277
 Chavez, J. 63
 Chino, M. 497
 Cruz-Zaragoza, E. 453
 Cruzate, J.A. 77, 89
 Curti, A. 213, 457
 Czerniczyniec, M. 101, 213
 Delgado, J.M. 500
 De Luca, J. 495
 Deminge, M.M. 105, 361, 381
 Díaz, O. 329
 Di Giorgio, M. 105, 361, 381, 495
 Di Rocco, H.O. 493, 494
 Discacciatti, A. 109, 155, 261, 415
 Di Tomaso, M.V. 495
 Dubner, D. 285, 289, 297
 Duménico, C. 500
 Echenique, L. 329
 Elechosa, C. 241, 247, 498
 Ermacora, M.G. 133, 145
 Espinoza, M. 495
 Fernández, A. 241, 247, 498
 Ferreri, 177, 197
 Ferro, R. 500
 Ferrufino, G. 109, 155
 Fruttero, N. 13
 Gallegos, C.E. 289, 297
 García, O. 495
 Gomez Parada, I. 353
 González, A.J. 496, 497
 González, J.E. 495
 González, P.R. 453
 Gossio, S. 165, 353, 415, 439
 Guerrero-Carbajal, C. 495
 Guillén, A. 500
 Homma, T. 497
 Ishigure, N. 497
 Kai, M. 497
 Kusumi, S. 497
 Lamadrid, A.I. 495
 Larcher, A. 329
 Lazarte, A.I. 177, 197
 Lee, J.K. 497
 Lee gonzáles, H. 213
 Lewis, C. 3
 Lombardi, R. 329
 López, F.O. 155, 213, 225
 López Morones, R. 341
 López Vietri, J. 241, 247, 498
 Mc Donnell, D.J. 341, 500
 Mandina, T. 495
 Marcazzó, J. 453, 499
 Martínez, N. 63
 Martínez-López, W. 495
 Medici, M.A. 253
 Meissner, F. 21
 Menchaca, I. 109, 261
 Méndez Acuña, L. 495
 Menzel, H-G 497
 Michelin, S. 285, 289, 297
 Michelli, V. 209
 Mitnik, D. 493
 Molina, P. 453
 Moschella, E. 309
 Morales, J. 500
 Muñiz, C.C. 21, 29, 317
 Nader, A. 500
 Nicolas, R. 329
 Niwa, O. 497
 Oliveros, N. 495
 Ortega, f. 499
 Ortiz López, P. 500
 Pagni, I.R. 133, 145
 Pantelias, G. 495
 Papadópulos, S.B. 325, 329, 341, 500
 Paz, A.B. 341
 Pérez Cruz, L. 453
 Pérez Mulas, A. 500
 Piumetti, E. 101, 213
 Puerta, N. 353, 371, 439, 473
 Puig, R. 495
 Quintana, G. 329
 Rabi, G. 3
 Radl, A. 105, 361, 381, 495
 Raineri, M. 494
 Ramírez, M.L. 500
 Ramirez Perez, F. 341
 Remedi, J. 63
 Renteria, E.S. 393
 Rey, H. 55
 Reyes, M. 109
 Rodriguez, M. 277
 Rodríguez Roldán, S. 241, 247, 498
 Rojas, C.A. 55
 Rojo, A.M. 353, 371
 Romero, I. 495
 Roy, L. 495
 Sadaniowski, I. 277
 Sakai, K. 497
 Sánchez Cayuela, C. 500
 Santiago, M. 499
 Sapienza, C.E. 105, 361, 381
 Segato, A.D. 393
 Seoane, A. 495
 Serdeiro, N. 403
 Soppe, E. 165, 415
 Spano, F. 403, 453, 499
 Stuck Oliveia, M. 495
 Taja, M.R. 105, 361, 381, 495
 Terzoudi, G. 495
 Truppa, W.A. 423, 433
 Valdivia, P. 495
 Vallerga, M.B. 495
 Vilaragut, J.J. 500
 Villella, A. 45, 165, 353, 439
 Weiss, W. 497
 Yamashita, S. 497
 Yonekura, Y. 497