

CONTENIDO

PARTE I

Publicaciones y trabajos enviados a Congresos y/o Seminarios

ANALYSIS OF WORKERS' DOSIMETRY OF INDUSTRIAL GAMMAGRAPHY IN ARGENTINA Alonso Jiménez, M.T. and Pagni, I.R.	3
ANÁLISIS DE LA CONSISTENCIA DE LOS DATOS METEOROLÓGICOS REGISTRADOS DURANTE LA OPERACIÓN NORMAL DE UNA CENTRAL NUCLEAR Amado, V.; Ulke, A.; Marino, B. y Thomas, L.	7
LA COMUNICACIÓN EN LAS CRISIS Barbas, M.	15
REVIEW OF ENVIRONMENTAL RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMMES AND DEVELOPMENT OF AN ENVIRONMENTAL RADIOLOGICAL MONITORING GUIDE Bonetto, J.P.; Czerniczyniec, M. and Canoba, A.	25
FIRST ARGENTINEAN INTERCOMPARISON OF NEUTRON DETECTORS Carelli, J.; Vilella, A. and Soppe, E.	33
IMPORTANCIA DE LAS TELECOMUNICACIONES EN EMERGENCIAS RADIOLÓGICAS Y NUCLEARES. LA EXPERIENCIA DE LA ARN DE ARGENTINA Cateriano, M.; Pailos, E.; Rojas, C.A. y Baldomir, B.	37
CAPACITACIÓN ESPECÍFICA DE LAS FUERZAS ARMADAS Y FUERZAS DE SEGURIDAD: ELEMENTOS DE UN PROGRAMA CONSTRUIDO A PARTIR DE LAS NECESIDADES DE LA AUDIENCIA Cateriano, M.; Chahab, M.; Fernández Moreno, S.; Larcher, A.M.; López Vietri, J. y Menossi, S.	45
LA EDUCACIÓN Y CAPACITACIÓN ESPECIALIZADA: HERRAMIENTAS FUNDAMENTALES DE LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR DESDE UNA PERSPECTIVA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR DE ARGENTINA Chahab, M.; Fernández Moreno, S.; Larcher, A.M.; Papadópolos, S.	53
PROCESO DE LICENCIAMIENTO DE INSTALACIONES DE TOMOGRAFÍA POR EMISIÓN DE POSITRONES (PET) EN ARGENTINA Chiliutti, C.A.	61
INFLAMMATORY RESPONSE IN RADIATION INDUCED LATE EFFECTS Portas, M.; Dubner, D.; Taja, M.R.; Gallegos, C. and Michelin, S.	69
BIDOSIMETRIC RESPONSE TO RADIATION EMERGENCIES: ACCIDENTAL EXPOSURES IN LATIN AMERICA – EXAMPLES OF RECENT RESPONSE UNDER IAEA-RANET SYSTEM Di Giorgio, M.; Radl, A.; Taja, M.R.; Bubniak, R. and Deminge, M.	77
CONTRIBUTION OF THE BIOLOGICAL DOSIMETRY FOR TREATMENT DECISIONS IN PATIENTS WITH DIFFERENTIATED THYROID CARCINOMA (DTC) UNDER RADIOIODINE-131 THERAPY Fadel, A.; Chebel, G.; Di Giorgio, M.; Radl, A.; Taja, M.R.; Bubniak, R.; Deminge, M. and Oneto, A.	89
SIMULTANEOUS DETERMINATION OF U AND Pu ISOTOPES BY ALPHA SPECTROMETRY Equillor, H. and Campos, J.M.	97
ASSESSMENT OF THE RADIOLOGICAL SAFETY OF EXPOSURE DEVICES FOR INDUSTRIAL GAMMA RADIOGRAPHY IN ARGENTINA Ermacora, M.; Vidal, D. and Alonso, M.T.	101
ENCADENAMIENTO DE DEPRESIONES EN LABORATORIOS DE RADIOFARMACIA: EXPERIENCIA EN ARGENTINA Fruttero, N. y Andrada Contardi, F.	105

ENCLAVAMIENTOS Y ALARMAS EN CICLOTRONES COMO PREVENCIÓN DE ACCESO A CAMPOS DE RADIACIÓN: EXPERIENCIA EN ARGENTINA Andrada Contardi, F. y Fruttero, N.	113
GUIAR: A NEW TOOL FOR IMPLEMENTATION IDEAS GUIDELINES Gossio, S.	121
MAINTENANCE OF THE BURIED NEUTRON IRRADIATOR Grassi, E.; Villella, A.; Soppe, E. and Carelli, J.	125
NATURAL CIRCULATION CHARACTERIZATION OF THE CNA II PHWR BASED ON FLOW MAPS USING RELAP5 Lazarte, A.I. and Ferreri, J.C.	129
NEUTRON DOSIMETRY DEVICE USING PADC NUCLEAR TRACK DETECTORS López, F.O.; Saint Martin, G. and Bernaola, O.	145
INFORMACIÓN Y CAPACITACIÓN PARA EVITAR RECHAZOS Y RETRASOS EN EL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS López Vietri, J.; Gerez Miranda, C.; Elechosa, C.; Rodríguez Roldán, M.S. y Fernández, A.	149
SIXTY YEARS´ EXPERIENCE ON SAFE TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL IN ARGENTINA López Vietri, J.; Elechosa, C.; Rodríguez Roldán, M.S. y Fernández, A.	153
FUKUSHIMA FACTS: SCIENCE, JOURNALISM AND THE WAY EVENTS ARE PERCEIVED Margetic, A.	157
CÁLCULO DE LA MÁXIMA TASA DE DPA EN EL RECIPIENTE DE PRESIÓN DE LA CNA II Mascitti, J.A.	171
RESULTADOS DE LA PARTICIPACIÓN EN LA CUARTA REUNIÓN DE REVISIÓN DE INFORMES NACIONALES A LA CONVENCIÓN CONJUNTA SOBRE SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DE COMBUSTIBLES GASTADOS Y SOBRE SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DE DESECHOS RADIATIVOS Medici, M.A.; Cinat, E.; Maset, E.R. y Freijo, J. L.	181
PROCESO DE LICENCIAMIENTO DEL PERSONAL PARA INSTALACIONES DE APLICACIONES MÉDICAS E INDUSTRIALS EN ARGENTINA Ciccione, M.A. y Núñez, M.P.	189
INTERNAL DOSE ASSESSMENT OF ¹⁷⁷ Lu-DOTA-SP FOR QUANTIFICATION OF ARGININE RENAL PROTECTION EFFECT Puerta, N.; Rojo, A.M.; Crudo, J.L.; Zapata, A.M.; Nevares, N.; López Bularte, A.C.; Perez, J.H. and Zaretsky, A.N.	197
INDIVIDUAL MONITORING OF INTERNAL EXPOSURES FOR NUCLEAR MEDICINE WORKERS IN ARGENTINA Rojo, A.M.; Puerta, N.; Villella, A.; Acosta, N.; Arenas, G.; Gossio, S. and Gómez Parada, I.	201
USING MCA DigiDART FOR NEUTRON DETECTION Soppe, E.; Carelli, J. and Villella, A.	205
EXPERIENCIA EN EL DESARROLLO DE ARMONIZACIÓN DE MECANISMOS REGULATORIOS, EN BASE A LOS ACUERDOS BILATERALES ENTRE LA REPÚBLICA ARGENTINA Y LA REPÚBLICA FEDERATIVA DEL BRASIL Truppa, W.A. y De Aquino, J.	209
ARGENTINE REGULATORY EXPERIENCE ON THE IMPLEMENTATION OF SPECIFIC STANDARDS IN THE USE OF RADIOACTIVE MATERIAL IN INDUSTRIES Truppa, W.A.; Córdoba, M.; Poletti, M. y Calabria, M.	217
FLUJO TÉRMICO EN LOS DETECTORES DE LA CNA II CON FUENTE DE FISIONES ESPONTÁNEAS DEL ²³⁸ U Mascitti, J.A.	221

DEVELOPMENT OF A SPECIALIZED SERVICE FOR PATIENTS UNDERGOING CUTANEOUS RADIATION SYNDROME Portas, M.; Di Giorgio, M.; Coppola, A.; Dubner, D.; De Lellis, M.C.; Giongrande, J.C.; Dovasio, F.; Mansilla, E. and Drago, H.	237
THE ROLE OF VAC, ACELLULAR MATRICES, ENZYMATIC DEBRIDEMENT AND STEM CELL THERAPY AS ADJUNCTIVE TREATMENT FOR CRS Portas, M.; Di Giorgio, M.; Coppola, A.; Giongrande, J.C.; De Lellis, M.C.; Mansilla, E.; Drago, H. and Ortega, J.C.	245
ALGORITMO DE TRATAMIENTO LOCAL DE LAS LESIONES RADIOINDUCIDAS Portas, M.; Di Giorgio, M.; Coppola, A.; Giongrande, J.C.; De Lellis, M.C.; Mansilla, E. y Drago, H.	249
RADIATION INJURIES IN FLUOROSCOPICALLY GUIDED INTERVENTIONAL PROCEDURES Portas, M.; Coppola, A.; Di Giorgio, M.; Giongrande, J.C.; De Lellis, M.C.; Dovasio, F.; Mansilla, E.; Drago, H. and Ortega, J.C.	253

PARTE II

Resúmenes de publicaciones en revistas

MONTE CARLO MODELLING FOR THE IN VIVO LUNG MONITORING OF ENRICHED URANIUM: RESULTS OF AN INTERNATIONAL COMPARISON Broggio, D.; Bento, J.; Caldeira, M.; Cardenas-Mendez, E.; Farah, J.; Fonseca, T.; Konvalinka, C.; Liu, L.; Perez, B.; Capello, K.; Cowan, P.; Cruzate, J.A.; Freire, L.; Gómez-Ros, J.M.; Gossio, S.; Heide, B.; Huikari, J.; Hunt, J.; Kinase, S.; Kramer, G.H.; Kurihara, O.; Kyrieleis, A.; Lebacqz, A.L.; Leone, D.; Li, C.; Li, J.; Mihailescu, L.C.; Moraleda, M.; Navarro, J.F.; Oliveira, C.B.; Puerta, N.; Reichelt, U.; Simões, C.; Sommer, D.; Takahashi, M.; Teles, P.; Vanhavere, F.; Vrba, T.; Franck, D.; Gualdrini, G.; Lopez, M.A.	259
NORM SURVEY IN ARGENTINA Canoba, A.	260
THE RECOMMENDATIONS OF THE ICRP VIS-À-VIS THE FUKUSHIMA DAI-ICHI NPP ACCIDENT AFTERMATH González, A.J.	261
RADIOLUMINESCENCE OF RED-EMITTING EU-DOPED PHOSPHORS FOR FIBEROPTIC DOSIMETRY Molina, P.; Santiago, M.; Marcazzó, J.; Spano, F.; Henniger, J.; Cravero, W. and Caselli, E.	262
LISTADO DE AUTORES	263

PARTE I

Publicaciones y trabajos enviados a Congresos y/o Seminarios

Analysis of Workers' Dosimetry of Industrial Gammagraphy in Argentina

Alonso Jiménez, M.T. and Pagni, I.R.



Nuclear Regulatory Authority



Analysis of workers' dosimetry of industrial gammagraphy in Argentina

María Teresa Alonso Jiménez, Irene R. Pagni

e-mail: malonso@arn.gob.ar, ipagni@arn.gob.ar

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



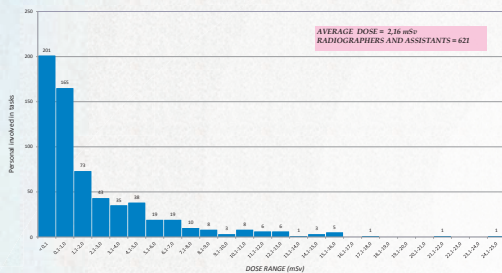
Introduction

Industrial gammagraphy represents one of the activities using radioactive material with major radiological risk in the world for occupationally exposed personnel as well as for the public in general, these representing the main risk group in the radiological accidents reported so far. The present normative that regulates this activity in Argentina establishes that the dose records of the staff linked to tasks of Industrial gammagraphy must be notified yearly.

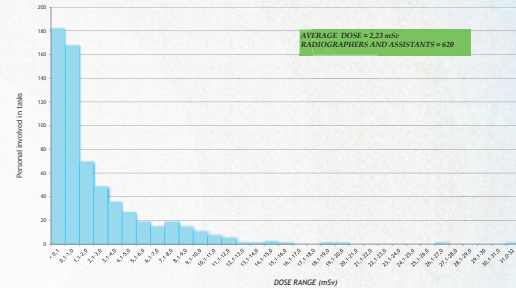
The **objective** of this paper is to analyze:

- the statistics of annual dose records in the period 2003-2010 within the companies that operate with Industrial gammagraphy equipments,
- the deviations found in the values,
- the justifications presented by the users,
- the corrective actions taken by the "radiation safety officers" of gammagraphy companies.

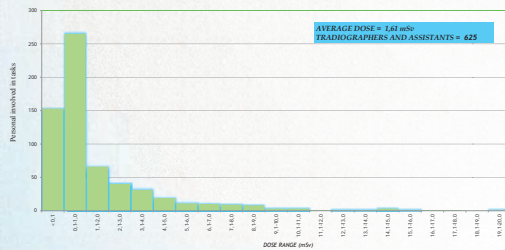
Distribution of doses reported corresponding to the year 2010



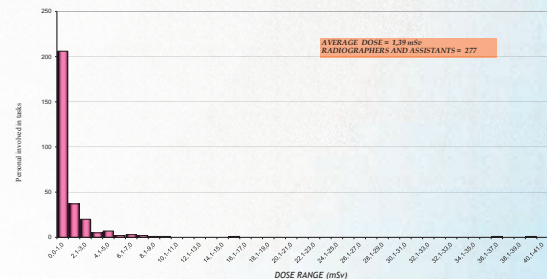
Distribution of doses reported corresponding to the year 2009



Distribution of doses reported corresponding to the year 2008



Distribution of doses reported corresponding to the year 2007



CAUSES OF VALUES OF DOSES HIGHER THAN NORMAL

A dose increase in the personal involved in the practice has been observed.

Dose values higher than normal ones observed may be attributed to non-compliance with operational procedures, according to the investigations carried out:

- improper use of dosimeters, which are accidentally left besides the source
- no use of collimators in several cases
- many hours of practice in the gamma radiography site
- sources with higher activity which lead to shorter exposure times
- the client impose temporal limitations and contractual conditions
- "nule" values like non exposure or low exposure should be discriminated.
- workers who appear in more than one operating organization

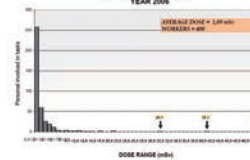
SOME JUSTIFICATIONS PRESENTED BY THE USERS

- ❑ The radiographer that received the highest doses, in most cases, used sources with higher activities
- ❑ Tasks realized in pipeline with high production in open areas.
- ❑ Tasks realized in water-tube boilers with great wall thickness
- ❑ Not use of collimators due to work type.

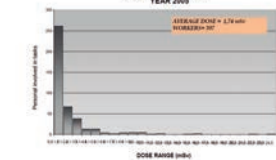
CORRECTIVE MEASURES TAKEN BY RADIATION SAFETY OFFICERS TO REDUCE THE DOSE LEVEL

- ❑ The radiographers and assistants must receive regular refreshing training in the use of equipment and in radiation protection
- ❑ The radiographers must follow the rules of procedures
- ❑ Proper use of dosimeters
- ❑ Proper use of collimators in practices
- ❑ Use of portable lead shields in open areas and use of natural shields in the site
- ❑ Use of radioactive sources with lower activities

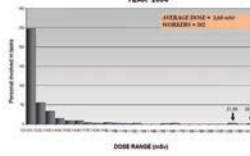
DOSES DISTRIBUTIONS YEAR 2006



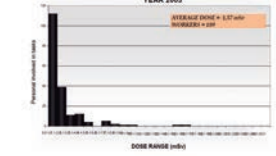
DOSES DISTRIBUTIONS YEAR 2005



DOSES DISTRIBUTIONS YEAR 2004



DOSES DISTRIBUTIONS YEAR 2003



CONCLUSIONS

- Dose values higher than normal ones observed may be attributed to improper use of dosimeters and/or non-compliance with operational procedures, according to the investigations carried out.
- A national data base, discriminated by exposed worker (radiographer or assistant) should be created, in order to avoid mistakes in the number of related workers, among others.
- Relevance of the Regulatory Authority role in conducting on investigations in relation to the causes of dose reports which exceeded the expected values for this type of practice, as well as in communicating the lessons learned from the incidents in site gamma radiography and from anomalous situations, in order to promote the strengthening of Safety Culture in the companies.

Análisis de la consistencia de los datos meteorológicos registrados durante la operación normal de una central nuclear

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

ANÁLISIS DE LA CONSISTENCIA DE LOS DATOS METEOROLÓGICOS REGISTRADOS DURANTE LA OPERACIÓN NORMAL DE UNA CENTRAL NUCLEAR

V. Amado¹; A. Ulke²; B. Marino³ y L. Thomas³

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. Del Libertador 8250, Ciudad Autónoma de Buenos Aires (C1429BNP), Argentina

² Departamento de Ciencias de la Atmósfera y los Océanos, Facultad de Ciencias Exactas y Naturales, Universidad de Buenos Aires, Ciudad Universitaria, 1428 Buenos Aires, Argentina

³ Facultad de Ciencias Exactas, Universidad del Centro de la Provincia de Buenos Aires, Pinto 399, 7000 Tandil, Argentina
vamado@arn.gob.ar

RESUMEN

La atmósfera es el medio en que se realiza el transporte de las descargas radiactivas gaseosas de una central nuclear. Por esta razón es fundamental disponer de información meteorológica confiable que permita caracterizar la dispersión y alimentar los modelos de evaluación de impacto ambiental y radiológico durante la operación normal de la central y en condiciones de accidente. A partir de esta es posible determinar los efectos sobre el medio ambiente y en particular sobre los seres humanos.

Los datos básicos necesarios para representar adecuadamente las condiciones meteorológicas locales incluyen la temperatura del aire, la dirección y velocidad del viento, las precipitaciones, la humedad y la presión. Por otra parte se requieren datos específicos consistentes con el modelo utilizado para determinar la turbulencia, como la radiación y cubierta de nubes, el gradiente vertical de temperatura, etc.

Es importante que los datos registrados sean representativos de la meteorología en la zona del emplazamiento. Esto requiere, en primer lugar, de instrumentos de medición situados apropiadamente; que deben ser conservados en funcionamiento y sometidos a operaciones de mantenimiento en forma periódica. En segundo lugar, pero igualmente substancial, previamente al almacenamiento y/o procesamiento de los datos se debe realizar un análisis exhaustivo de su confiabilidad.

En este trabajo se presentan los principales criterios a tener en cuenta en la elección de la ubicación de una torre meteorológica en la zona de emplazamiento de una central nuclear y se propone una metodología para evaluar la confiabilidad de los datos registrados. La metodología fue desarrollada a partir del análisis de los datos meteorológicos medidos en las centrales nucleares argentinas.

Palabras Claves: Torre Meteorológica, Análisis de Consistencia, Central Nuclear

ABSTRACT

The atmosphere is the environment in which gaseous radioactive discharges from nuclear power plants are transported. It is therefore essential to have reliable weather information to characterize the dispersion and feed evaluation models and radiological environmental impact during normal operation of the plant as well as accident conditions. From this it is possible to determine the effects on the environment and in humans.

The basic data needed to represent adequately the local weather including air temperature, wind speed and direction, rainfall, humidity and pressure. On the other hand, specific data consistent with the model used is required to determine the turbulence, such as radiation and cloud cover, vertical temperature gradient, etc.

It is important that the recorded data are representative of weather in the area of the site. This requires, first, measuring instruments placed properly, that should be kept in operation and undergoing maintenance on a regular basis. Secondly, but equally substantial, prior to storage and / or data processing must be performed a thorough analysis of its reliability.

In this paper we present the main criteria to consider in choosing the location of a meteorological tower in the area of a nuclear power plant and propose a methodology for assessing the reliability of recorded data. The methodology was developed from the analysis of meteorological data measured in nuclear power plants in Argentina.

Key Words: Meteorological Tower, Analysis of Consistency, Nuclear Power Plant

1. Introducción

El cumplimiento de los requisitos impuestos por los organismos reguladores en las distintas etapas de una central nuclear, desde la selección del emplazamiento hasta la planificación de medidas en casos de emergencia, requiere el acopio de datos meteorológicos. Estos deben representar adecuadamente las condiciones de dispersión atmosférica locales, para lo cual se recomienda seguir los lineamientos de las guías publicadas por la Organización Meteorológica Mundial (OMM) [1-3].

Los datos básicos necesarios para la caracterización general de la dispersión en el sitio son la temperatura del aire, la velocidad y la dirección del viento, la humedad, la presión y precipitaciones. Por otro lado, para determinar la turbulencia indicando la altura de la capa de mezcla y las clases de estabilidad atmosférica se requieren datos específicos que varían según el modelo elegido. Entre los modelos más utilizados se encuentran los métodos del tipo Pasquill-Gifford, basados en la insolación y la cubierta de nubes, y en la velocidad del viento; el método del gradiente vertical de temperatura que utiliza este gradiente aproximado entre dos niveles de la atmósfera para caracterizar la turbulencia horizontal y vertical de temperatura; métodos basados en el gradiente vertical de temperatura y la velocidad del viento, etc [4].

La representatividad y homogeneidad de los datos meteorológicos depende fuertemente de la ubicación y la exposición de los equipos de medición. Para la elección de la misma se debe examinar el terreno varios kilómetros alrededor del emplazamiento para detectar las características topográficas más relevantes como elevaciones, valles o zonas de contacto tierra-agua. La ubicación elegida debe ser típica de las condiciones geográficas de la zona circundante y estar protegida de la influencia de la central nuclear. Para esto es necesario considerar un lugar abierto, alejado de construcciones y árboles. La influencia de cualquier obstáculo sobre los valores de los parámetros medidos debe ser suficientemente pequeña. Las distancias mínimas recomendadas entre las construcciones y grupos de árboles deben ser, respectivamente, de más de 10 y 20 veces sus alturas. La distancia a cualquier masa de agua debe ser de más de 100 metros [1].

La caracterización de la dispersión atmosférica en la zona de la central y sus alrededores implica no solo elegir correctamente la ubicación y la exposición del equipo, sino también conocer el campo de viento por lo menos hasta la altura de las posibles descargas. Las condiciones atmosféricas en el sitio pueden ser simples o complejas. En el primer caso se considera que no hay cambios importantes en la velocidad o la dirección del viento en un espacio limitado y, por lo tanto, es suficiente medir el viento a dos niveles en la misma torre meteorológica. Los niveles son a 10 metros, para comparar con las mediciones de la red nacional de estaciones meteorológicas, y a la altura efectiva de la descarga. En condiciones atmosféricas complejas el viento y la temperatura están influidos por los accidentes del terreno o la presencia de grandes masas de agua. Por lo tanto se debe caracterizar el régimen inferior, en el que los vientos están afectados localmente por la presencia de los obstáculos, y el régimen superior. Para esto conviene medir la velocidad del viento a distintas alturas representativas de cada régimen. En particular, en presencia de un valle el límite inferior está en general determinado por la altura de las elevaciones que lo rodean. Por otro lado, cuando el efecto de un cuerpo de agua puede resultar importante debido a la presencia de brisas se recomienda realizar mediciones simultáneas en más de un punto. Finalmente, es conveniente obtener los datos meteorológicos por lo menos cada hora, con un período medio mínimo de registro de 10 minutos cada hora [4].

Los instrumentos de medición, una vez instalados, deben ser conservados en funcionamiento y sometidos a operaciones de mantenimiento en forma periódica. Adicionalmente, previamente al almacenamiento y/o procesamiento de los datos acopiados durante determinado período es necesario realizar un análisis exhaustivo de su confiabilidad. Para esto inicialmente se debe revisar la completitud y validez de los datos registrados, mediante distintas pruebas sugeridas por la Organización Meteorológica Mundial. A continuación se enumeran las pruebas mínimas aceptables a realizar para el control de calidad de los datos [3]:

- Pruebas de Identificación e Integridad, implican identificar las observaciones faltantes, repetidas o imposibles, errores instrumentales, etc.
- Análisis de la Consistencia Interna, consiste en controlar cada observación por comparación con otras observaciones asociadas. Por ejemplo, todos los datos psicrométricos almacenados deberían ser verificados o recalculados.
- Pruebas de Tolerancia, contempla los límites definidos o implícitos de cada parámetro.
- Análisis de la Consistencia Temporal, compara cada observación con la que le precede y la que le sigue en un ordenamiento cronológico.
- Análisis de la Consistencia Espacial, compara cualquier observación individual con el valor medio obtenido para un conjunto de observaciones agrupadas de acuerdo al lugar, régimen climático, orden cronológico, etc.

En la Argentina existen dos centrales nucleares en operación, la Central Nuclear Atucha I (CNA) y la Central Nuclear Embalse (CNE).

La CNA se halla ubicada a 100 km de la Ciudad de Buenos Aires, en la ribera del Río Paraná de las Palmas. Emplea como combustible uranio natural (0,72 % de uranio 235) o levemente enriquecido (0,85 %). La construcción de la misma se inició en el año 1968 y su puesta en régimen se realizó durante el año 1974, entregando una potencia de 357 MWe. La Central Nuclear Embalse se encuentra situada en la Provincia de Córdoba, en la costa sur del Embalse del Río Tercero y a 665 m por sobre el nivel del mar. Opera comercialmente desde 1984, empleando como combustible uranio natural y entregando una potencia de 648 MWe. Ambas centrales son refrigeradas y moderadas con agua pesada, y pertenecen al grupo de reactores PHWR (reactor de agua pesada presurizada). Son operadas desde los años 90 por la empresa Nucleoeléctrica Argentina S.A, perteneciendo el 99% de las acciones al Estado Nacional (Secretaría de Energía) y el resto al Ente Binacional de Emprendimientos Energéticos S.A. [5].

Las centrales nucleares argentinas poseen torres meteorológicas en sus sitios operativas desde antes de la puesta en marcha de las centrales, cuyos datos fueron utilizados para los estudios micrometeorológicos de los emplazamientos [6,7]. Por otro lado, a fines del 2007 y principios del 2008, la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) ha instalado sus propias estaciones en cada sitio. La motivación es que el ente regulador pueda acceder en forma directa a los datos meteorológicos que caracterizan la dispersión atmosférica y que son relevantes para fijar las condiciones en las que se lleva a cabo una medición durante una auditoria o en una situación accidental. Adicionalmente, el análisis de la confiabilidad de las series de datos durante un período prolongado de tiempo permitiría a largo plazo alimentar los modelos de evaluación de impacto ambiental y radiológico durante la operación normal de la central.

En este trabajo se presentan las principales características de las torres meteorológicas pertenecientes a la ARN ubicadas en los sitios de las centrales CNA y CNE; y se detalla la metodología desarrollada para evaluar la confiabilidad de los datos registrados hasta fines del año 2009.

2. Material y métodos

En la Tabla 1 se detallan las características de las torres meteorológicas correspondientes pertenecientes a la ARN ubicadas en las centrales nucleares argentinas. La altura efectiva de las chimeneas de las centrales son, respectivamente, de 40 m para CNA y de 60 m, para CNE. En el caso de CNA, al SO y hasta la orilla del río el terreno es llano y predominan las zonas cultivadas, mientras que la zona NE incluye áreas arboladas [6]. CNE está ubicada en una zona relativamente llana dentro de un radio de 10 km con centro en la misma y los desniveles del terreno no superan los 200 m en esa distancia. A mayores distancias de la central el relieve posee suaves ondulaciones excepto hacia el O, donde a una distancia de 50 km y en dirección N-S se extiende la Sierra de los Comechingones con alturas de hasta 2500 m [7]. Se debe tener en cuenta que los criterios citados en la introducción para la elección de la ubicación y la exposición del equipamiento corresponden a una caracterización ideal de la dispersión atmosférica. En condiciones reales no siempre es posible satisfacer estos requisitos por diversos factores tales como la disponibilidad de recursos e instrumental, la complejidad del terreno, etc.

	CNA	CNE
Tipo de estación meteorológica	Davis Monitor II	Davis VantagePro2
Altura de la torre meteorológica	20 m	70 m
Altura a la que se mide cada parámetro:		
Temperatura	10 m	10 m y 70 m
Temperatura de rocío	10 m	70 m
Humedad relativa	10 m	10 m y 70 m
Presión	1 m	10 m
Velocidad y dirección del viento	20 m	70 m
Precipitaciones	10 m	10 m
Radiación solar	-	35 m

Tabla 1. Características de las torres meteorológicas de ARN, ubicadas en el sitio de las centrales nucleares argentinas

Para evaluar la confiabilidad de los datos meteorológicos registrados por las torres de la ARN en las centrales nucleares argentinas se desarrolló una metodología basada en las pruebas mínimas aceptables mencionadas en la introducción. La misma es detallada a continuación.

Inicialmente se separan los datos de cada torre meteorológica en archivos por año. En el caso de CNA, el período analizado comprende desde el 20 de noviembre de 2007 al 31 de diciembre de 2009. Para CNE se estudió el período desde el 7 de febrero de 2008 al 31 de diciembre de 2009. Las mediciones en ambos casos se tomaron, en general, cada media hora. Solo en pocos casos aislados los datos fueron registrados cada 5 minutos. En tales casos, los valores registrados durante determinada media hora son promediados para obtener el valor representativo de la misma.

El primer paso consiste en realizar una inspección visual de los datos, graficando los valores medidos para cada magnitud en función del tiempo para detectar aquellos carentes de sentido. Las observaciones que no pasan estos criterios son marcadas para su posterior revisión.

Luego se analiza la consistencia interna entre los valores medidos de humedad relativa HR y los calculados a partir de la temperatura T y la temperatura de rocío T_d medidas [8].

Para realizar la prueba de tolerancia de la serie de datos se tiene en cuenta los límites impuestos por el rango de trabajo de cada sensor, dependiendo del equipo [9], o por los valores que puede tomar el parámetro por definición. En la Tabla 2 se observa el criterio que se utiliza para cada magnitud. Las mediciones que no cumplen estas condiciones son marcadas para su posterior evaluación.

Magnitud	Criterios CNA	Criterios CNE
Temperatura T	$-45\text{ °C} \leq T \leq 60\text{ °C}$	$-40\text{ °C} \leq T \leq 65\text{ °C}$
Temperatura de rocío T_d	$T_d \leq T$	$T_d \leq T$
Humedad Relativa HR	$0 \leq HR \leq 100\%$	$0 \leq HR \leq 100\%$
Presión P	$880\text{ mb} \leq P \leq 1080\text{ mb}$	$880\text{ mb} \leq P \leq 1080\text{ mb}$
Velocidad del viento V	$V \leq 78,2\text{ ms}^{-1}$	$V \leq 68\text{ ms}^{-1}$
Dirección del viento V_d	$0^\circ \leq V_d \leq 360^\circ$	$0^\circ \leq V_d \leq 360^\circ$
Precipitaciones P_p	$P_p \geq 0\text{ mm}$	$P_p \geq 0\text{ mm}$
Radiación Solar R_s	-	$0\text{ Wm}^{-2} \leq R_s \leq 1800\text{ Wm}^{-2}$

Tabla 2. Criterios empleados en la prueba de tolerancia de los datos de las torres meteorológicas de cada central

Una vez efectuada la prueba de tolerancia, se compara la cantidad de mediciones (una cada media hora) respecto de las esperadas en el período de interés para identificar los datos faltantes. Para cada dato faltante, si se conoce el valor que le precede cronológicamente y el que le sigue, se completa el dato faltante con el promedio de

ambos. En el caso en que solo se conozca uno de los valores, se completa el dato faltante repitiéndolo. En caso de no conocer el valor precedente ni el siguiente de un dato faltante, se identifica la fecha y horario de la falta y se considera como registro incompleto.

Posteriormente se analiza la consistencia temporal de los valores medidos para cada magnitud. Para esto se calcula el módulo de la diferencia entre cada valor y el que le precede cronológicamente. Se calcula el valor promedio X y la desviación estándar ΔX de las diferencias asociadas a cada magnitud. Finalmente se evalúa la cantidad de mediciones comprendidas en los intervalos I1, I2 e I3 (siendo $I1 = [X - \Delta X; X + \Delta X]$, $I2 = [X - 2\Delta X; X + 2\Delta X]$ e $I3 = [X - 3\Delta X; X + 3\Delta X]$).

Para concluir se estudia la consistencia espacial de la serie, evaluando los valores promedio y la desviación estándar anuales de cada una de las magnitudes en cada central nuclear. Luego, se calcula la cantidad de mediciones comprendidas en los intervalos I1, I2 e I3 definidos en forma análoga al paso anterior.

3. Resultados y discusión

La inspección visual de los datos permitió observar, en el caso de CNA, la aparición sistemática de valores de la velocidad del viento superiores a 10 ms^{-1} a partir del 19 de febrero del año 2008 y desde el 3 de enero del 2009. Tales mediciones se registraron durante varias horas seguidas al día, para luego volver al registro considerado como normal. Parecería deberse a una diferencia decimal, no obstante como no se pudo comprobar el origen y debido a la gran cantidad de mediciones de estas características encontradas se decidió descartar la serie de mediciones correspondientes a la velocidad del viento de los años 2008 y 2009. En el caso de CNE, la inspección visual permitió detectar valores nulos en las variables temperatura a 70 m, humedad relativa a 70 m, temperatura de rocío y radiación solar durante el año 2008 los cuales constituyeron el 20% de las mediciones registradas ese año. A su vez, para CNE, se detectaron valores nulos en la velocidad del viento consistentes con ausencia de mediciones en la dirección del viento durante el año 2009 que corresponden a aproximadamente el 9% de los datos registrados. Se encontraron valores nulos inconsistentes para la temperatura a 10 m y nulos o del 100% para la humedad relativa a la misma altura. Los mismos fueron registrados en CNE durante el año 2008. Los valores nulos correspondieron en cada caso al 30%, y el 100% de la humedad al 56% de las mediciones de ese año. Todas las mediciones carentes de sentido fueron removidas de las series a analizar. Dado el gran porcentaje de valores inconsistentes hallados en la serie de humedad relativa a 10 m durante el año 2008, se decidió no considerarla en los análisis siguientes.

La consistencia interna entre las mediciones de temperatura de rocío y las de temperatura y humedad relativa del aire fue evaluada mediante el coeficiente de correlación. Para cada serie anual de cada central nuclear, el coeficiente de correlación resultó de 0,9999.

El total de las mediciones de CNA y de CNE pasaron satisfactoriamente la prueba de tolerancia para las distintas magnitudes citadas en la Tabla 2, excepto para el 6% de las mediciones de presión efectuadas en la torre meteorológica de CNE durante el año 2009. Tales valores están por debajo del mínimo de 880 mb y podrían deberse a un cambio en el sistema de unidades de medición, pero dado que no pudo ser confirmado los registros fueron removidos de la serie.

Las pruebas de consistencia temporal y espacial se realizaron para las magnitudes temperatura, humedad relativa, temperatura de rocío y presión. Adicionalmente, en el caso de CNE se consideró la velocidad del viento. En general, los intervalos I2 e I3 comprenden entre el 95 y el 100% de las mediciones para todas las magnitudes estudiadas de ambas centrales tanto en el caso de la consistencia temporal como para la consistencia espacial. Sólo en el caso de CNE, la prueba de consistencia espacial de las mediciones de temperatura de rocío presentó alrededor del 15% de las mediciones anuales fuera del intervalo I3 por lo que fueron separadas para su posterior revisión.

4. Conclusiones

En este trabajo se presentaron algunos criterios básicos a considerar en la elección de la ubicación de una torre meteorológica en la zona de emplazamiento de una central nuclear y se propuso una metodología para evaluar la confiabilidad de las mediciones. La misma fue desarrollada a partir del análisis de los datos meteorológicos

medidos en las centrales nucleares argentinas con el objetivo de contribuir a la confiabilidad de los mismos y a su futura utilización para alimentar los modelos de evaluación de impacto ambiental y radiológico durante la operación normal de las centrales.

La metodología aplicada permitió evaluar en forma simple y efectiva la confiabilidad de las mediciones. El resultado fue, en general, satisfactorio ya que permitió conocer el tipo de errores asociados en el proceso y aislar las mediciones dudosas para su posterior análisis. Para caracterizar la dispersión ambiental durante un período más prolongado que el correspondiente a una medición o a una situación accidental, se evidencia la necesidad de realizar periódicamente al menos una inspección visual de los datos que permita encontrar y reparar a tiempo cualquier inconsistencia en la serie de mediciones.

REFERENCIAS

- [1] WMO, Guide to the Global Observing System, WMO No. 488, Geneva (2010).
- [2] WMO, Guide to Meteorological Instruments and Methods of Observation, WMO No. 8, Geneva (2008).
- [3] WMO, Guide to Climatological Practices, WMO No. 100, Geneva (2011).
- [4] IAEA, Atmospheric Dispersion in Nuclear Power Plant Siting, Safety Series No. 50-SG-S3, Vienna (1980).
- [5] <http://www.na-sa.com.ar>
- [6] Berri, G., Robbio, C., Estudio Micrometeorológico del Emplazamiento de la Central Nuclear en Atucha, CNEA-NT32/86, Buenos Aires (1986)
- [7] Berri, G., Robbio, C., Evaluación Meteorológica del Emplazamiento de la Central Nuclear Embalse Período 1972-1981, CNEA-NT5/83, Buenos Aires (1983)
- [8] Roland B. Stull, “An introduction to boundary layer meteorology”, Kluwer Academic Publishers, Netherlands (1988).
- [9] www.davisnet.com

Agradecimientos: A Néstor Fruttero y su grupo, por brindarme los datos meteorológicos y atender mis consultas sobre los equipos. En particular, a Sebastián Vigile.

La comunicación en las crisis

Barbas, M.

Presentado en: XXXIX Reunión Anual de la AATN.
Buenos Aires, Argentina, 19 al 23 de noviembre de 2012

LA COMUNICACIÓN EN LAS CRISIS

Mabel Barbas

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Mabel Barbas, experta en comunicación y prensa en la gestión pública y privada.

Resumen

El presente trabajo no pretende ser una receta para manejarse en la crisis, *porque si no hay recetas para las cuestiones humanas, mucho menos con algo tan inestable e inseguro por naturaleza como son los procesos de crisis*, sino un listado de recomendaciones que nos permitan tomar las decisiones con mayor eficacia y racionalidad a la hora de gestionarla.

El objetivo es entonces contraponer al efecto desequilibrante de la crisis, un método para transitarla. Si bien controlarla es pretencioso, contenerla debería ser nuestra responsabilidad.

Entendemos la noción de contener como el conjunto de las acciones tendientes a que la crisis no se expanda y alcance a más áreas, personas o políticas de la institución.

Para que las recomendaciones propuestas funcionen será necesario prepararse, entrenarse y exponerse a situaciones similares, por ejemplo un simulacro para cotejar los procedimientos con la realidad de la institución y de las personas.

Esta presentación está inspirada en varios autores de diferentes áreas dentro de las comunicaciones y la prensa, algunos de los cuales fueron citados puntualmente.

- 1- Introducción.
- 2- Antes, durante y después de la crisis. Pasos a seguir.
- 3- Síntesis de recomendaciones.
- 4- Fuentes.

1- Introducción

Diseño preliminar de un plan de comunicación de crisis

Ya sea a causa de un fenómeno natural como un terremoto, o un hecho provocado por el hombre como una explosión, un escándalo o un conflicto de índole política o laboral, las crisis siempre alteran las actividades normales de un organismo y pueden amenazar la reputación de la institución o la del funcionario responsable del área afectada por la crisis.

Por esa razón, todos estos escenarios potenciales de crisis deben identificarse y analizarse con debida anticipación y su impacto ser adecuadamente ponderado.

Anticiparse

La clave de la comunicación eficaz en una crisis es estar preparados. Una vez que ocurre, hay poco tiempo para pensar y menos aún para planear.

Las buenas comunicaciones en caso de crisis se basan en un sistema que ya esté establecido, dice el ex secretario de prensa de la Casa Blanca, Marlin Fitzwater y subraya: Cuando surge una crisis, no hay más remedio que apegarse al sistema y superarla. La crisis no es un momento para diseñar un nuevo sistema.

Si no se tiene un plan para la crisis, los acontecimientos abruman, porque la organización está sometida a la presión provocada por el problema que ocasionó la crisis, por la presión de la prensa y también por la presión ejercida por las consecuencias políticas, legales o materiales según el caso.

Frente a una situación de crisis, la impronta de las primeras horas es determinante. Es en las instancias iniciales cuando se establece el tono, el estilo y el enfoque frente al problema.

Difícilmente se desanden los desaciertos iniciales y viceversa, los aciertos de primera hora coadyuvan a la creación de confianza entre la institución y sus audiencias clave.

Uno de los primeros pasos es dar información oficial al público, cuando se cumple con esa tarea los rumores decrecen o paran y la gente tiende a calmarse.

Asimismo, es necesario centralizar la información, solo se comunicará desde la estructura del comité de crisis, para evitar contradicciones, filtraciones o mensajes inconvenientes.

Durante una crisis los medios van a escribir y difundir la noticia con nuestra ayuda o sin ella advierte Joni Inman, presidenta de NAGC Asociación Nacional de Comunicadores de Gobiernos de los Estados Unidos, por eso lo más conveniente es ser amables, sinceros y hacer todo lo posible para facilitar la labor informativa.

La sensación que produce en el público la emisión de información oficial es la aceptación del mismo por parte de las autoridades y que a pesar que el problema continúa, alguien sabe lo que pasa y se está encargando de solucionarlo.

Los rumores son parte intrínseca de toda crisis y deben ser respondidos independientemente que, sean verdaderos o falsos.

2- Antes de la crisis. Preparación y prevención. Pasos a seguir

- Conformación del equipo de crisis.

De acuerdo a las diferentes capacidades, conocimientos y especializaciones, se distribuirán las tareas entre las personas que se desempeñan en el área de comunicaciones.

Luego de seleccionar el personal que formará parte del equipo; definir sus funciones, las tareas que deban realizar según los posibles escenarios. Es muy importante disponer de un listado del personal que integra el equipo con los datos de sus respectivos domicilios y números telefónicos (particulares y/o laborales; fijos y/o móviles), el que deberá estar a la vista y ser siempre accesible.

En concreto, nombres y apellidos con indicación de la tarea que cumplirá cada uno: quién o quiénes atienden el teléfono y toman nota, quien efectúa el control de la información publicada quién es el redactor, etc. Éste último además de los eventuales comunicados o resúmenes para la prensa, será el encargado del material destinado a la comunicación interna y a las actualizaciones del sitio web.

- **Designación del vocero y capacitación breve para tratar con los medios periodísticos.**

Debe formar parte de las primeras acciones el nombrar vocero oficial. Entre los atributos de la persona que vaya a cumplir con esa función, debe ser condición excluyente que tenga credibilidad y esa cualidad no depende del rango o función que ejerza dentro de la institución sino de su conocimiento acerca de lo que está pasando.

El vocero debe participar en las reuniones en las que se tomen las decisiones operativas del comité de crisis. “Es mejor incorporarlo a la mesa de debates desde las primeras etapas, que tener la necesidad de ponerlo al tanto más tarde o exponerse a ciegas a una reacción negativa del público, solo porque el comunicador, la persona más adiestrada para percibir esos impactos en la opinión pública, no estaba allí”, dice Joni Inman de NAGC.

Señalábamos que el vocero debe ser creíble. Más allá de características personales, la idoneidad en la función también la marcan la confianza de la que goce el vocero entre los periodistas y **que se lo considere incluido en el flujo de información dentro del organismo.**

- **Designar una persona para que asuma el papel de administrador o manager de la crisis.** Esa persona debe hacer una recopilación de material sobre temas que puedan ser problemáticos o pasibles de controversias e identificar y analizar las vulnerabilidades sistémicas y/o de reputación de la actividad. La etapa de diagnóstico de escenarios potenciales de crisis es clave en la prevención y preparación del grupo.

Se analizará ese material y se desarrollarán los lineamientos de las estrategias de comunicación para prevenir o reencauzar el curso de los acontecimientos.

- **Definición del objetivo final del mensaje** y de los medios que se usarán para afrontar la crisis.

- **Asimismo es preciso definir qué política se tendrá hacia los distintos medios de prensa.**

- **Confección de lista con los periodistas de la sección que corresponde a la actividad y de los que cubrirían la eventual crisis. Entre estos últimos se incluirán los productores de los canales de noticias e informativos de tv y radio AM y FM.**

- **Planificar, por si llega a ser necesaria, la instalación de un espacio para establecer allí el centro de trabajo destinado a los medios.**

Aunque puede parecer superfluo, tener una sala equipada con escritorios, teléfonos, elementos de trabajo para seguimiento de la información (televisión, computadoras), medios de comunicación (fax, líneas telefónicas, etc.) los servicios esenciales para que el personal pueda afrontar jornadas extensas de trabajo (sanitarios, cafetería, etc.) son elementos que deben ser tenidos en cuenta en la planificación previa del tratamiento de una crisis

En el mismo orden, tener definido de antemano el sitio donde podrían estacionar los móviles de tv, tendidos de cables y entrada y salida de periodistas, resguardando la propia seguridad e intimidad. Por ejemplo mantener el control del personal que ingresa o participa de las reuniones informativas a la prensa y al público.

Además, la presencia de medios de prensa realizando cualquier despliegue ya sea fotográfico o testimonial en la calle de la Sede es conveniente que sea informada por la guardia de seguridad.

Una vez hecho los diagnósticos, la identificación de escenarios de crisis y las recomendaciones precedentes, sería conveniente realizar algún tipo de simulacro para poner a prueba las acciones propuestas en el presente plan.

Con el objetivo de cotejar y pulir las ideas presentadas con las circunstancias más verosímiles de una crisis real se debería procurar formar parte activa de los simulacros de emergencias que lleva adelante la institución.

Durante la crisis. Pasos a seguir.

Se debe suministrar información de inmediato a la prensa. Si no se hace los medios obtendrán la información de otras fuentes inapropiadas o reproducirán rumores.

Se establecerá el centro de crisis que funcionará las 24 horas.

Desde allí se:

difundirán noticias

atenderán las requisitorias periodísticas

harán los compilados informativos

redactarán los eventuales comunicados y

llevará registro de toda esa actividad.

El sentido de hacer pública la situación de inmediato, a través del vocero ya capacitado, da la sensación a los medios y por consiguiente al público, que nos hemos hecho cargo de la situación.

El seguimiento de la información, que **debe incluir a las redes sociales (Facebook, Twitter)**, se hará de manera constante a lo largo del día. Al margen de los alertas por noticias urgentes, es aconsejable producir un informe diario con la recopilación de la información publicada de medios gráficos más las desgrabaciones de medios audiovisuales así como un resumen de los comentarios que circulan online y en las redes sociales.

Recibirán ese trabajo a primera hora los integrantes del comité de crisis, incluidos los del área de comunicaciones.

El seguimiento de las publicaciones en las redes sociales merece un llamado de atención. La creación de una cuenta en estas redes debería ser anterior a esta instancia para conocer de antemano los discursos, tonos y argumentos de los actores e interesados en la cuestión que se manifiestan a través de ellas. Conlleva la desventaja de crear un frente adicional de debate y controversia sobre la actividad a nivel público y global. En algunas instituciones consideran la posibilidad de que un miembro del equipo de crisis forme parte de ellas a título personal sin identificación institucional.

Se llevará una bitácora de los llamados recibidos, aclarando el medio, el cronista, qué preguntas hacen, qué se contestó y en quien se delegó el cumplimiento de la respuesta.

Es conveniente contar con terceros calificados en la materia para hablar en favor nuestro. Que personas dignas de crédito, con experiencia, se refieran al tema atrae la atención de la gente y ayuda a la gestión de la crisis.

Las máximas autoridades deben verse en el centro de crisis en algunas ocasiones, demuestra dedicación y que no se toma el problema con liviandad delegando su atención solo en personal subalterno.

El sitio web debe mantenerse actualizado con el estado de la situación y se comunicará reiteradamente sobre la posibilidad de acceder a él para obtener información.

Se deberá hablar solo de lo que se sabe y nada más. No se deberá especular ni responder sobre situaciones hipotéticas. Si un tema no se sabe, la mejor respuesta es “lo estamos investigando”.

Es recomendable repetir, insistir explicando las medidas que se están tomando, eso lleva tranquilidad a la gente y confianza en la institución.

Se debe regular la frecuencia de la información que se produce y pone a disposición de los medios para el público, de modo que no haya vacíos informativos que los medios necesiten llenar y recurran a otras fuentes ajenas.

Para la prensa, es tan importante satisfacer sus inquietudes como atender las necesidades prácticas, conexiones, teléfonos, instalaciones sanitarias, cafetería, etc. Mantener la atención sobre estas cuestiones favorecerá la relación y facilitará el trabajo de todos.

Comunicación interna

En paralelo a la atención a los medios es necesario informar a las audiencias internas. Si el personal accede a la información únicamente por los medios, es probable que decaiga la moral y se sientan heridos. Es un caldo de cultivo para potenciales filtraciones a la prensa, ya que se trata de personas que serán buscadas por los periodistas. Por el contrario, informados y cuidados, su voz puede encontrar múltiples canales de multiplicación con el boca a boca, las redes sociales o las cadenas de mails.

Por estos motivos es aconsejable dedicar un material especialmente producido para el consumo interno que contenga la misma información, pero con otro tono y formato. Aunque el contenido sea idéntico, el tono debiera contemplar la idea de identidad institucional e involucramiento colectivo.

Se puede difundir por correo electrónico y en simultaneidad con el exterior.

Producción de informes

El Directorio decidirá si requiere la participación del equipo de comunicación en crisis en la elaboración de los informes que se eleven a las máximas autoridades del gobierno.

En una situación de crisis, es preciso que la información más clara y completa llegue de inmediato a los poderes del Estado. Recordemos que durante el episodio ocurrido en Three Mile Island fueron los funcionarios del gobierno quienes **sugirieron equivocadamente que podía explotar la burbuja** de hidrógeno generada en el interior de la vasija del reactor.

Después de la crisis

Evaluar la eficiencia del plan de crisis y hacer los ajustes necesarios.

3- Síntesis de recomendaciones

Conformar grupo de crisis.

Nombrar un vocero oficial.

Informar de inmediato, pero solo decir lo que se sabe.
Responder rápido y con autoridad a los medios.
Hablar con calma.
Aceptar que existe un problema.
Centralizar la información.
Una vez que se conoció la noticia, mantener un canal de información abierto.
Actualizar la información de manera continua.
Establecer mecanismos de verificación de la información antes de hacerla pública.
Establecer un lugar físico donde los medios de prensa pueden esperar o trabajar.
Hacer hablar a terceros calificados en favor nuestro.
Lograr que todos los que hablen lo hagan basados en la misma información.
No dar información prematura.
Establecer una comunicación interna.
Corregir la información falsa.
Hacer un seguimiento de todo lo publicado sobre el tema de la crisis.

4- Fuentes

Corrado, Frank. "Media for managers. Communications strategy for the eighties". 225 páginas. 1° edición. Englewood Cliffs. Sept. 1983.

Di Bello, Hernán, Sapegno, Matías. "30 líneas. Una guía para pensar y escribir en las agencias de noticias" 95 páginas. 1° edición. Ediciones de la Travesía. Buenos Aires, 2003. ISBN 987-20923-1-1.

Diario El País. "Libro de estilo". 662 páginas. 11° edición. Ediciones El País. Madrid, España, 1996.

Dilenschneider, Robert y Forestal. "The Dartnell Public Relations Handbook". 465 páginas. 4° edición. Dartnell Corp., 1996.

Elizalde, Luciano H. "Estrategias en las crisis públicas: La función de la comunicación". 176 páginas. La Crujía Ediciones. Buenos Aires, 2004. ISBN 978987100446X

Ford, Aníbal, Rivera, Jorge B., Romano, Eduardo. "Medios de comunicación y cultura popular". 320 páginas. 2° edición. Editorial Legasa. Buenos Aires, 1984. ISBN 950-600-040-9.

Izurieta, Roberto, Lewis, Ann, Gergen, David. "Cambiano la escucha, comunicación presidencial para ciudadanos indiferentes". 192 páginas. 1° edición. La Crujía Ediciones. 2005. ISBN 9871004907.

Izurieta, Roberto. "La comunicación política en la era del entretenimiento, un estudio de la comunicación y las relaciones públicas para gobiernos". 264 páginas. 3° edición. Compiladores: Christopher Arterton y Rubén Perina. La Crujía Ediciones. Buenos Aires, 2005.

Lewis, Helm. "Informing the people: a public affairs handbook". 359 páginas. Longman. New York, 1981.

Ramonet, Ignacio. "La tiranía de la comunicación". 222 páginas. 3° edición. Editorial Debate S.A. Madrid, España, 1998.

Schelling, Thomas C. “La estrategia del conflicto. La estrategia internacional: una ciencia atrasada”. 1° edición: Harvard University Press, Cambridge, Mass 1960 / 325 páginas Fondo de Cultura Económica, 1990. ISBN 0-674-84031-3.

Sullivan, Margueritte. “El Derecho de la gente a la Información, Departamento de Estado EEUU”. Informe técnico Oficina de programas de información interna del Departamento de Estado de los EE. UU., Washington DC.

Verón, Eliseo. “Construir el acontecimiento. Los medios de comunicación masiva y el accidente en la central nuclear de Three Mile Island”. 201 páginas. 2° edición. Editorial Gedisa. Buenos Aires, 1987. ISBN 9788474321777.

Review of Environmental Radiological Monitoring Programmes and Development of an Environmental Radiological Monitoring Guide

Bonetto, J.P.; Czerniczyniec, M. and Canoba, A.

REVIEW OF ENVIRONMENTAL RADIOLOGICAL MONITORING PROGRAMMES AND DEVELOPMENT OF AN ENVIRONMENTAL RADIOLOGICAL MONITORING GUIDE

Bonetto, Juan Pablo, Czerniczyniec, Mariela and Canoba, Analía

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

The environmental radiological monitoring programme is a highly valuable complement for ensuring radiation protection of both the environment and the public. Since its beginnings, the Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN) has been carrying out full environmental monitoring programs routinely at nuclear fuel cycle facilities within the country. This monitoring is carried out independently of the facilities' own environmental monitoring. Over the last years the ARN has been reviewing both, the facilities' and its own monitoring programs, so that the operators' environmental performance is most efficiently controlled through the regulator's auditing and verification monitoring. As a result of this, the objectives of the environmental monitoring have been reformulated, new sampling criteria have been established, and both, operator and regulator responsibilities, have been reinforced, in terms of environmental monitoring. As a corollary of all this work, the need for an environmental monitoring guide has been recognized. Therefore, an ARN environmental monitoring regulatory guide is currently under development, in line with the latest ICRP recommendations, which will unify technical criteria for the design of environmental sampling programmes.

The objective of this paper is to summarize the activities previously to the development of an environmental regulatory guide, and to present what we consider is necessary to be included in such a guide.

Environmental monitoring – regulatory guide - sampling

1. Introduction

During normal operation of nuclear facilities, different radioactive substances are produced or handled, that are eventually discharged in a controlled manner to the environment. These facilities are designed so that discharges are small enough to avoid affecting significantly the environment. Furthermore, there are limits set to the amount of radionuclides that can be discharged, so that environmental impact and public exposure is minimized. These “authorized discharge limits” (K_i) are calculated out of modeling exposure pathways for the different radionuclides as well as their transfer factors within the different pathways compartments. Discharge (source) monitoring is the activity which enables the operator to demonstrate compliance with these limits, among other objectives. Environmental monitoring is complementary to discharge monitoring in order to demonstrate that public exposure has been minimized.

In 1974, as Argentina's first nuclear power plant (NPP) started its operation, an initial routine environmental monitoring programme was presented and carried out by the Radiation Protection and Safety division [1, 2], a separated Management from that operating the NPP, though both belonging to the National Atomic Energy Commission of Argentina (CNEA). In that programme, environmental monitoring was described as a tool for radiological protection, with the objective of verifying safety norms and ICRP recommendations compliance concerning public exposure, and which would not be properly fulfilled without an accompanying discharge monitoring. Experience with environmental monitoring already dated back to early 60's measuring of fallout radionuclides [3]. In this same spirit, Radiological environmental monitoring in the surroundings of uranium mining and milling facilities were also being carried out since the early 70's. Later on, during the 80's, as private operators were granted the exploitation of some of the uranium mines, environmental monitoring programmes were

required from operators, while CNEA continued with their routine monitorings. NPPs, still operated by CNEA, were also required to perform their own environmental monitoring, while a division in charge of radiation protection and nuclear safety carried on with most of their original monitoring.

By 1994, that former Radiation Protection and Safety Management was used as the basis for a new regulatory entity, independent from CNEA and from the NPPs operators (also separated from CNEA), and by 1997, out of that entity, The Nuclear Regulatory Authority of Argentina (ARN) was created. In the present, a management within ARN is in charge of carrying out an independent radiological environmental monitoring on selected nuclear facilities, of analyzing the samples, and of evaluating the results. Most of the nuclear facilities carry out their own environmental monitoring, as required by their operational licenses.

Since the first monitoring programmes in the seventies, not only technical aspects such as sampling points and frequencies, analytical techniques, etc., have changed somewhat, but also the operator-regulator relationship, and therefore the scope and even objectives of the monitoring have changed, or at least have been intended to change. This was particularly true after the creation of the ARN. However, some of these changes seem not to have been in agreement with the objectives of this type of monitoring, as it is now conceived.

By 2007 a thorough revision of existing monitoring programmes was started. Objectives were reformulated and uniformed sampling criteria were established in order to cater for those objectives, prior to a review of operators' and ARN programmes. As of now, this updating process is quite advanced for some facilities, particularly NPPs, while it is still in its early stages for other facilities. While the process is still ongoing, we have acknowledged the need for ARN to come up with an environmental monitoring guide (normal operation). This guide would not only provide operators with a basis for their planning, but, together with routine documentation, will help to maintain coherent monitoring planning through the following years.

This paper intends to summarize and reflect the lessons learned during this process, and present what we consider should be included in such a guide.

Establishing objectives and monitoring criteria

As the ARN laboratories are undergoing ISO 17025 accreditation, sampling techniques and procedures are updated to conform accreditation. But a previous step, sampling point and sampling frequency selection also needs to be accounted for. Yearly reports informing environmental monitoring results have been available to the public since ARN creation. Before that, internal reports were also periodically available since monitorings started. However, the criteria used for sampling points and frequency selection were not as easily available. Clearly, such selection of points and frequency should be totally dependent on the objectives of the monitoring. So the objectives needed to be outlined again as a starting point for the whole monitoring program.

The first NPP monitoring plan [1] offered a sensible explanation of its objectives, applicable to any facility. ICRP publication 43 [4] is a fundamental reference to any monitoring design. Very timely came IAEA's safety guide RS-G-1.8 [5] providing a set of general and specific objectives, and further specifying on the subject.

Out of that reference and other countries experience [6, 7] it was decided that for ARN the objectives of a radiological environmental monitoring program should be:

To check for consistency with discharge monitoring data, thus verifying compliance with dose restrictions

- To check for consistency between environmental and dosimetric models data, thus verifying dose limits of the representative person are not exceeded.

- To determine presence and evolution of radionuclides in the environment in order to evaluate the impact of the facility. Also use data as reference levels in case of accidental emission of radionuclides.
- To detect unadverted radionuclide emissions.
- To provide information for stakeholders.

Any radiological environmental monitoring program should provide the following information: The radionuclides to be monitored, the environmental media to be sampled, the appropriate sampling points, and the frequency of sampling. As mentioned before, criteria needed to be reestablished to provide that information.

All radionuclide listed with an authorized discharge limit (K_i) should be monitored, provided their half-lives allows them to reach the environment. Depending on the fraction of the K_i routinely discharged and on their relevance regarding doses to the representative person, either screening or more specific techniques can be used. Specific techniques will be employed for those radionuclides which are considered indicators. In those facilities which do not have releases, or are no longer in operation, different radionuclide dispersion scenarios were studied so as to define target radionuclide.

The environmental media to be sampled should be that related to direct exposure pathways, such as environmental dose rate, particulate material, aerosols, air tritium (condensed), in atmospheric pathway; and surface and underground water in aquatic path. Also integrating matrices like soil and sediments are essential to follow radionuclide evolution. Finally, several foodstuff samples (milk, vegetables) are needed for representative person dose calculation.

Ideally, the sampling points for an operational monitoring would be the same used in the pre-operational monitoring. However, those pre-operational monitoring or environmental impact assessments required of older facilities were not designed to appropriately meet the objectives and criteria currently set. At least three sampling points should be otherwise included in the monitoring plan: *i*) An upwind or upstream point which is not influenced by the facility discharges, but where environmental matrices of interest are similar to those of the monitored site, called *background point*; *ii*) A sampling point placed where the highest concentration of the target radionuclide is expected, which is called *maximum point*; and *iii*) A point placed where the representative person, whether hypothetical or real, is located. While the representative person sampling point results should allow dose calculations verification, the use of the maximum point results would be used for trends calculation and also for comparison against background points in impact evaluation.

It is important to stress that more sampling points can be added according to stakeholders information needs, for example, schools, water pumps, etc.

The PC-Cream program is currently being used to adjust sampling points associated to atmospheric discharges [8], while a generic IAEA model is used to determine complete mixing in rivers [9].

Regarding sampling frequencies, higher ones are expected to be applied for environmental media directly related to the effluents: surface water and air. Ideally, continuous water sampling devices are to be deployed in the receiving water courses or lakes. Also permanent sampling stations, located according to the above-mentioned criteria for sampling point location, should be deployed for continuous air sampling. Low sampling frequencies, on the other hand, are adequate for integrating matrices such as sediments and soils. Frequency of analysis should depend on the relevance of the radionuclide, and of course, on its half-life. The use of temporal composite samples can be very appropriate for less relevant radionuclides in terms of dose, and for media sampled for dose calculation purposes (foodstuff).

Analytical methodology should be focused on screening methods, as available, for easy and quick obtention of results for comparison against dose, restrictions or any derived limits. Detection limits (DL) of at least one order of magnitude below reference limits are acceptable. However, for radionuclides of specific importance due to their dose contribution or their use as indicators (for example, Tritium, Uranium), it is preferable to use specific techniques with as low DLs as possible. This will allow for better statistical evaluation of results.

These criteria for the monitoring design are in good agreement with current recommendations [10]

Once the criteria were thus established, monitoring plans were outlined for all facilities, and means were provided to update ARN monitoring. At the same time, the facilities' own currently approved monitoring plans were measured up to these objectives and criteria, and the conclusions were discussed with those responsible for the monitoring plan design.

Need for a radiological environmental monitoring guide

As described before, prior to this revision of monitoring plans, both operators and regulators carried out separate monitoring plans on their own. During meetings with the operators, not only the criteria for sampling were discussed, but a new approach to the roles of operator and regulator in relation to environmental monitoring came out, following IAEA guidelines [5]

Basically, the operator has the responsibility for designing and carrying out an environmental radiological monitoring plan for each period of the facility (pre-operational, operational, and closure), appropriate to the objectives of such a plan. The operator will report the results to the ARN and also report any significant variation that may suggest an unpredicted negative impact due to the operation. It should also perform periodical population surveys and keep updated information on population location, feeding habits, etc.

On the other hand, ARN is responsible for reviewing and eventually authorizing the monitoring plans, and for the verification of the results provided by the operator. This verification is considered now as a process including not only the review of the reports with the data received from the operators, but also the review and approval of the sampling and analytical methodology proposed, with intercomparison exercises where applicable. Of course an independent monitoring capability should be maintained, but oriented towards the verification of the operators sampling, with less emphasis on sampling frequency.

At this point, for a better organization and transmission of these concepts to the operators, it was concluded that the ARN needed to produce an environmental radiological monitoring guide. This guide would also help harmonize the different ideas that what is now the ARN has had since the beginning, regarding environmental monitoring.

This guide would contain not only the objectives, criteria for monitoring plan design and responsibilities previously described, but would also include guidance on how to present the data: Include uncertainties where positive values (above DLs) are obtained, include DL values when nondetects (below DLs) are obtained, include supporting information such as sampling and analysis date, type of sample (grab or composite), etc.

Adequate evaluation of the data is of utmost importance for a valid monitoring, therefore the guide should provide information on this issue: Results should be compared first to local and international reference values, where available. Comparisons with derived environmental limits should also be made. To assess the impact of the facility's operation, the data should be checked against preoperational values. Where not available, at least a comparison against background values should be made. Trend tests are also required to analyze the evolution of radionuclides in environmental media.

It is worth mentioning that data evaluation will be required of operators, but will also be performed by the ARN out of the results obtained from operators monitoring after regulators verification.

Conclusions

Based on a vast experience in radiological environmental monitoring in Argentina, it was recognized that a review of monitoring plans objectives and design criteria was needed.

For a more effective implementation of changes in monitoring plans derived from this review, a radiological environmental monitoring guide was called for.

This guide should define the objectives of the monitoring, the operator and regulator roles (in relation to environmental monitoring), the criteria for monitoring design, communication of results and data evaluation, among the most relevant items.

References

- [1] Beninson, D, Migliori de Beninson, A. 1974. Monitoraje Ambiental en la Vecindad de la Central Nuclear Atucha. Informe CNEA-PR-1/126. Comisión Nacional de Energía Atómica. 9 pp.
- [2] Menossi CA, Ciallella NR, Bruno HA, Escribano TL. 1978. Monitoraje ambiental en la zona de emplazamiento de la central nuclear Atucha. Informe CNEA-NT-8/78. Comisión Nacional de Energía Atómica. 58pp.
- [3] Beninson D., Migliori de Beninson A., Menossi C.A. 1972. Fallout radiactivo debido a las explosiones en el pacífico sur en el periodo 1966-1970. Informe CNEA 321. Comisión Nacional de Energía Atómica.
- [4] International Commission on Radiological Protection. 1984. Principles of monitoring for the radiation protection of the population. Publication 43.
- [5] International Atomic Energy Agency. 2005. Environmental and source monitoring for purposes of radiation protection. Safety Guide. Safety Standard Series N° RS-G-1.8. IAEA, Viena.
- [6] Consejo de Seguridad Nuclear. 1993. Diseño y desarrollo del programa de vigilancia radiológica ambiental para centrales nucleares. CSN. Madrid.
- [7] Ilus, E., Klemola, S., Varti, V-P., Mattila, J., Ikäheimonen, T.K. 2008. Monitoring of radionuclides in the vicinities of Finnish nuclear power plants in 2002 – 2004. STUK-A227.
- [8] Mayall, A., Cbianca, T., Attwood, C.A., Fayers, C.A., Smith ,J.G., Penfold, J., Steadman, D., Martin, G., Morris, T.P. and Simmonds, J.R. 1997. PC CREAM 1997: Consequences of releases to the environment assessment methodology NRPB-SR296 (EUR 17791 EN) (Chilton: NRPB).
- [9] International Atomic Energy Agency. 2001. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. Safety Report Series 19. IAEA Viena.
- [10] International Atomic Energy Agency. 2010. Programmes and systems for source and environmental radiation monitoring. Safety Report Series 64. IAEA. Viena.

First Argentinean Intercomparison of Neutron Detectors

Carelli, J.; Villella, A. and Soppe, E.



jcarelli@arn.gob.ar

First Argentinean Intercomparison of Neutron Detectors

J. Carelli, A. Villella, E. Soppe

Nuclear Regulatory Authority, Av. del Libertador 8250 (C1429BNP), CABA, Argentina



ABSTRACT

An intercomparison exercise on neutron detection was organized during 2011 by ARN Neutron Laboratory in order to verify the present status of instrumentation applied in this field by different nuclear facilities in Argentina, such as research reactors, nuclear power plants, particle accelerators, and a bureau of safety.

In the exercise, the ARN laboratory acted as reference laboratory. Neutron Irradiator N40-BG-M-2 (Hopewell Designs Inc.) and the sources ISO Cf-252, Cf-252 + D2O and AmBe were used.

An assessment of measurement variables affecting the uncertainty was carried out.

1. INTRODUCTION

Private and public laboratories were invited with the only condition of one detector per participant. Results showed that 75% of detectors are acceptable within the dose rate range of the ARN neutron laboratory.



Figure 1. ARN Neutron Laboratory

2. DELIVERED DOSE TRACEABILITY

Staff from Los Alamos National Laboratory (LANL) characterized the neutron field in the course of two visits (2006, 2008). Neutron spectral measurements and dose equivalent measurements were performed. In addition, extensive Monte Carlo simulations were performed to determine neutron spectra, dose rates, room return, source anisotropy and fluence-weighted dose conversion coefficients. Such details were calculated by MCNP, dose rate measured with SWENDI and spectrometry carried out with the SSS and ROSPECT; a transfer instrument regarded by the ISO earlier calibrated at NIST and at the PTB.



Figure 2. Detectors on dais in the same positions as they were irradiated.

3. IRRADIATION PROTOCOL

The irradiations were performed on a platform located 2 meters above the ground, at the same height of the source and the detector at two pre-set distances: 70 cm and 300 cm from the source centre to the reference point.

30 seconds prior to register each reading (independency)

30 seconds delay between reading (transient up to reach stability)

Detectors with multiple response times were tested on extreme irradiation scenarios (usually 6 seconds and 24 seconds). Detectors with automatic selection had no option but to work in their fixed response time.

4. ACCEPTANCE CRITERIA

Acceptance criteria for this exercise were taken from IAEA RS-G-1.3 Safety Guide.

It is important to note that RS-G-1.3 sets acceptance criteria for Personal Dose Equivalent Hp(10). However, in this exercise it was performed considering Ambient Dose Equivalent H*(10). This criterion was based in that Hp(10) and H*(10) magnitudes are both good estimators of the Effective Doses received by an individual in a radiation field.

That being said, in order to consider a measurement acceptable, the average readings must fall within the interval defined by -33% to 50% around the RVL.

In symbols:

$$0.66 < \bar{x} / \text{RVL} < 1.50$$

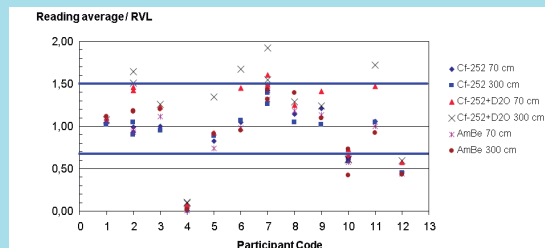
5. RESULTS

It is considered as result the response, defined as the average of ten readings divided by RVL.

$$\text{response} = \bar{X} / \text{RVL}$$

The RVL and the indication of the detector magnitudes are the Ambient Dose Equivalent H*(10) rate. The uncertainty assigned come from the measurement of the repeatability, the resolution of the display in the range of the value of the magnitude and the uncertainty in the positioning (1 cm). The uncertainty is expressed as the percentage of the response. Figure shows responses for each participant, depending on the quality of radiation, the dose rate at which it was exposed (to 70 cm or 300 cm), and the response time.

A significant percentage of detectors do not respond properly in neutron fields produced by the Cf-252 + D2O source to low rate. This is due to inherent conditions in the calibration and design. Taking that into account, a detector was considered acceptable if it had got a successful performance at least 5 of 6 tests.



Responses from all participants in all fields. Codes 2, 4, 7 and 10 were irradiated for two response times. No uncertainties were added for clarity.

6. CONCLUSIONS

The intercomparison exercise on Neutron Detection for Radiation Protection Purposes during 2011 was successfully performed.

The status of tested detectors is acceptable. In summary: 42% of detectors response is acceptable in 6 fields, 33% in 5, 8% in 3 and 17% of detectors response is not suitable in any field.

Importancia de las telecomunicaciones en emergencias radiológicas y nucleares. La experiencia de la ARN de Argentina

Cateriano, M.; Pailos, E.; Rojas, C.A. y Baldomir, B.

IMPORTANCIA DE LAS TELECOMUNICACIONES EN EMERGENCIAS RADIOLOGICAS Y NUCLEARES

La experiencia de la ARN de Argentina

M. Cateriano, E. Pailos , Carlos Rojas, B. Baldomir
Autoridad Regulatoria Nuclear, Ciudad de Buenos Aires, Argentina
mcateriano@arn.gob.ar

RESUMEN

En los casos de situaciones de emergencias radiológicas y nucleares o en aquellas que se generan por desastres naturales, casi siempre durante las primeras horas, los enlaces de comunicaciones quedan desconectados e interrumpidos debido a que han sido dañadas las estaciones de transmisión o se produce un colapso en el tráfico de las comunicaciones debido al aumento repentino de llamadas. En esas situaciones es de vital importancia el acceso a la información para poder evaluar, dirigir y coordinar las operaciones de respuesta ante este tipo de emergencias.

Es así que los primeros respondedores ante emergencias dependen en gran medida de los equipos de telecomunicaciones para transmitir e informar a los centros de emergencia que se constituyan a fin de tomar las primeras acciones.

En este trabajo se expondrá la experiencia del Centro Control de Emergencias de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) en el empleo de equipos satelitales portátiles de última tecnología, utilizados en la planificación y respuesta en caso de emergencias radiológicas y nucleares, las ventajas que ofrece, el estado actual y los usos futuros.

En particular, se destacará la utilización de un equipo con sistema BGAN, servicio satelital móvil que ofrece transmisión de datos de banda ancha con transmisión de voz simultánea a través de un solo dispositivo portátil que también permite transmisiones de video.

El empleo de este equipamiento en los últimos años por el Centro Control de Emergencias de la ARN ha sido ampliamente satisfactorio, quedando demostradas su confiabilidad y versatilidad en los Ejercicios de Aplicación de los Planes de Emergencias en las Centrales Nucleares Atucha I y Embalse.

Palabras claves: Emergencias Radiológicas, Emergencias Nucleares, Telecomunicaciones

ABSTRACT

In radiological emergency situations, of nuclear or different nature, as situations that are generated by natural disasters, almost always during the first hours, the linkage of communications remains disconnected and interrupted because the stations of transmission have been damaged, or a big congestion takes place due to the big sudden increase of calls. In those situations the access to the information is of vital importance to be able to evaluate, direct and coordinate the operations of these emergencies' response.

The first responders in emergency depend to a great extent on telecommunications' equipments to transmit and report to the Emergencies Centers and for taking the first actions.

This paper will present the experience of the Emergencies Control Center of the Nuclear Regulatory Authority (ARN) in the employment of last technology's portable satellite equipment, used for the planning and response in case of radiological or nuclear emergencies, the advantages that it offers, the current state and the future applications.

In particular it emphasizes the use of an equipment with BGAN System, a mobile satellite which offers transmission of wide band information with simultaneous voice transmission, across only one portable device, which also allows video transmissions.

The employment of this equipment in the last years by the Emergencies Control Center of ARN has been widely satisfactory, remaining demonstrated its reliability and versatility in the Exercises of Application of the Emergency Plans in the Nuclear Power Plants Atucha I and Embalse.

Key Words: Radiological Emergencies, Nuclear Emergencies, Telecommunications

1. Introducción

Las Telecomunicaciones son herramientas indispensables en la preparación y respuesta ante situaciones de emergencias radiológicas y nucleares porque gracias a ellas las organizaciones que tienen la responsabilidad del manejo y control de estas emergencias pueden prepararse adecuadamente con anticipación y de esta manera brindar una mejor respuesta. Razón por la cual es necesario disponer de telecomunicaciones confiables que permitan coordinar el accionar de las distintas organizaciones que intervienen en la respuesta, e informar al público una vez de producida la emergencia a los efectos de que tome las medidas de protección necesarias.

En una emergencia, además de ser necesaria la transmisión de voz, con las nuevas tecnologías como equipos satélites que se comportan como un ruteador (dispositivo de hardware usado para la interconexión de redes informáticas que permite el direccionamiento de datos a través de internet), ayudan a la toma de decisiones.

La experiencia indica que a menudo se produce una sobrecarga de las redes de telefonía públicas (redes de líneas terrestres y móviles), y a veces la interrupción de estas en las inmediaciones de una emergencia poco después que el público tiene conocimiento de los sucesos que percibe como importantes. Esto ocurrió en los Estados Unidos en la emergencia de Three Mile Island de 1979 y tras los ataques del 11 de septiembre de 2001 (1).

Debido a ello, los equipos de comunicaciones en las emergencias no pueden utilizar estas redes y necesitan de equipos totalmente independientes de éstas. Por ejemplo, un teléfono móvil puede no tener cobertura al quedar dañada la estación base a través de la cual se comunica con el resto de usuarios, por lo que las radios VHF o los equipos satelitales son apropiados para estos casos.

Por otra parte, la capacitación y el entrenamiento periódico de los operadores de comunicaciones es un aspecto relevante a tener en cuenta, el cual tiene que además ir acompañado de un adecuado mantenimiento y control periódico de los equipos de comunicación.

2. Las Telecomunicaciones 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 a tales efectos 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 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.

135. En las Instalaciones Clase II y en las prácticas no rutinarias deben preverse procedimientos de emergencia para poder enfrentar situaciones anormales que involucren material radiactivo.

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) 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 su sistema, el SIER y el SIEN, que a su vez se integran 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 Sistema de Intervención en Emergencias Radiológicas (SIER). Este sistema está concebido para: Intervenir en las 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 a público, y en situaciones de emergencias radiológicas no previstas 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 Sistema de Intervención en Emergencias Nucleares (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 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. 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.

2.3 Sistemas de telecomunicaciones del CCE de la ARN

Sistema de radiobúsqueda

Es un sistema de comunicación radioeléctrico unidireccional destinado a la transmisión de mensaje de textos cortos. Este sistema se utiliza como un primer contacto para dar aviso de una emergencia radiológica ó nuclear por parte de los usuarios que utilizan material radiactivo, primeros respondedores, público, fuerzas de seguridad, por los operadores de las centrales nucleares, defensa civil. Es sistema es utilizado hace más de 20 años por la ARN, con éxito y está implementado en los procedimientos y planes de emergencias de las distintas instalaciones, y se encuentra operativo mediante un sistema de guardia las 24 horas los 365 días del año. Por otro lado se tienen otras vías alternativas para dar aviso de una emergencia como teléfonos móviles, líneas telefónicas fija.

Equipos de comunicaciones VHF

Los equipos de comunicaciones simples como los radios VHF tienen la ventaja de ser muy fáciles de instalar, mantener y usar. Al ser tecnologías antiguas, su funcionamiento ha sido ampliamente testado, son robustas y su uso requiere una formación muy elemental. El CCE cuenta con estos equipos y han sido utilizados por más de 30 años en los simulacros de las centrales nucleares y eventos radiológicos.

Terminales y teléfonos satelitales

Terminales móviles

El CCE cuenta con dos equipos Thrane & Thrane Explorer 700, que utilizan el Sistema Inmarsat el cual consta de satélites geoestacionarios. Los enlaces de comunicación consisten en una conexión entre el Terminal Inmarsat BGAN

del usuario (equipo Explorer 700) y un satélite, un enlace del satélite a una LES (estación terrena terrestre) y las conexiones entre esta última y la red pública terrena. El término BGAN significa red de área global de banda ancha (en inglés, Broadband Global Area Network). Las ventajas de estas terminales son las siguientes:

- Transmisión de datos de banda ancha y voz simultáneamente: las terminales pueden ser conectadas a computadoras y permiten a los usuarios acceder a Internet hasta una velocidad de 492 kbps., permite conexión a una red privada virtual (VPN), o protocolo de transferencia de archivos por internet (FTP), el envío y recepción de correo electrónico y transferencia de archivos de gran tamaño. También permite realizar transmisión de audio y video a velocidades de hasta 256 kbps.
- Realizar llamadas telefónicas o enviar un fax.
- Permite dar servicio de internet a más de una computadora a la vez, creando una red de área local (LAN).
- Gran Portabilidad: tienen un peso de 3 kg., y las dimensiones son similares a una notebook de 15", lo que permite su traslado fácilmente.
- Gran Flexibilidad: su antena es desmontable y puede operar en condiciones climáticas adversas.
-

The EXPLORER™ 700 provides a number of interfaces for connection of various types of computers, fax devices and phones.

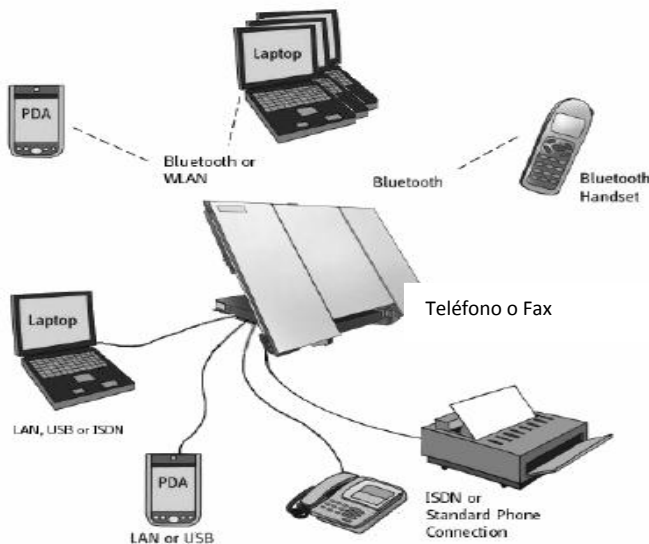


Fig. 1 El Explorer 700 proporciona una serie de interfaces para conectar varias computadoras, equipo de fax y teléfono.

Teléfonos de mano por satélite

Estos equipos son muy similares a los teléfonos celulares, y requieren una conexión de visibilidad directa con respecto a uno o varios satélites. El CCE poseía un teléfono satelital Qualcomm, modelo GSP 1600 que fue utilizado por más de 8 años; este equipo fue remplazado el año pasado por un teléfono satelital Iridium 9555, que permite el envío y recibo de servicio de mensajes cortos (sms), y servicio de mensajería de correo electrónico. La red satelital Iridium es 100% global, cubriendo todas las regiones de la tierra inclusive las regiones polares, para lo cual dispone de una constelación de 66 satélites en órbita terrestre baja.

Programa de Garantía de Calidad

El CCE posee una base de datos del equipamiento, e insumos afectados a la Preparación y Respuesta ante Emergencias Radiológicas y Nucleares, y procedimientos para verificar su mantenimiento, calibración, vida útil recomendada por el fabricante. Todo este control permite garantizar condiciones operativas adecuadas cuando sean requeridos en una emergencia. El programa incluye la capacitación permanente y el reentrenamiento del personal que integra los Grupos de Intervención Primaria de los Sistemas de Intervención.

3. Metodología

En este trabajo se presenta el análisis de la experiencia exitosa del CCE de la ARN, en la utilización de equipos de comunicación en los Simulacros de las Centrales Nucleares y en la respuesta ante emergencias radiológicas.

Casos de Aplicación del equipamiento

a) 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 (CN) 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 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).

En este marco, las comunicaciones son de vital importancia. Las comunicaciones se centralizan en el Comité Operativo de Emergencia Municipal (COEM), el cual está a cargo del JOEN. Se realizan utilizando radios VHF para coordinar las tareas de las diferentes organizaciones civiles, fuerzas armadas y de seguridad que intervienen, la central nuclear involucrada y los avisos a la población. También se utilizan las terminales BGAN, para montar una red LAN en el COEM, por contar con antenas desmontables es posible utilizarla en el interior de viviendas, permitiendo la comunicación telefónica con el CCE de la ARN ubicado en la ciudad de Buenos Aires. Dada la versatilidad de estos equipos, se realiza el intercambio de diferente tipos de datos, utilizando diversas herramientas para la planificación de la respuesta en la emergencia como el Sistema de Información Geográfica (SIG), el software para la evaluación de dosis, las conexiones a la base de datos del CCE vía internet, la obtención de información del monitoreo de campo, entre otras.

Este sistema fue utilizado en los simulacros en las CN (un simulacro por año) desde el año 2006 con un resultado 100% de efectividad en las comunicaciones.

b) Incidentes Radiológicos

Se han utilizado tanto el teléfono Iridium, como las terminales BGAN, en apoyo a la intervención en incidentes radiológicos en el interior del país, con el fin de garantizar las comunicaciones previendo que en el lugar del incidente no hubiera señal de telefonía celular o fija. Ambos sistemas permitieron el envío de información al CCE por diferentes vías tales como FTP ó VPN. La información enviada correspondió a datos de monitoreo radiológico, imágenes y comunicación por voz. Toda la información enviada fue analizada por especialistas en el CCE de manera online lo que permitió la toma decisiones en forma inmediata.

CONCLUSIONES

- Las terminales BGAN son portátiles, su configuración y operación es sencilla, y la navegación por Internet y transmisión de voz es aceptable y fiable.
- Los equipos satelitales móviles son eficaces en la preparación y respuesta ante emergencias radiológicas y nucleares.
- El mantenimiento, la capacitación y el entrenamiento continuo para operar los distintos equipos de comunicaciones de emergencias es esencial.
- La necesidad de contar con medios de comunicación alternativos que no dependan de las vías de comunicación comunes (telefonía móvil o fija) ha sido demostrada en la experiencia propia e internacional.
- Este tipo comunicaciones alternativas no son un gasto sino una inversión que aportan un valor agregado pues permiten la protección de la población, bienes y medio ambiente en caso de emergencias.

BIBLIOGRAFIA

- (1) IAEA, EPR-METHOD (2003) Preparación y respuesta para casos de emergencia
- (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
Guía de Seguridad No. GS-R-2

Capacitación específica de las Fuerzas Armadas y Fuerzas de Seguridad: elementos de un programa construido a partir de las necesidades de la audiencia

Cateriano, M.; Chahab, M.; Fernández Moreno, S.;
Larcher, A.M.; López Vietri, J. y Menossi, S.

CAPACITACIÓN ESPECÍFICA DE LAS FUERZAS ARMADAS Y FUERZAS DE SEGURIDAD: ELEMENTOS DE UN PROGRAMA CONSTRUIDO A PARTIR DE LAS NECESIDADES DE LA AUDIENCIA

Cateriano, M.; Chahab, M.; Fernández Moreno, S.; Larcher, A.M.;
López Vietri, J. y Menossi, S.

Autoridad Regulatoria Nuclear
República Argentina

RESUMEN

La Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina (ARN) ha capacitado en protección radiológica, transporte seguro de material radiactivo, seguridad física y emergencias, entre otras áreas de interés, a las Fuerzas Armadas y Fuerzas de Seguridad de la Argentina desde hace décadas. La experiencia adquirida en dichas actividades de capacitación ha permitido que desde el sector Gestión del Conocimiento y Capital Intelectual de la Unidad de Capacitación y Entrenamiento de la ARN, creada en el año 2010, se realizara un análisis de la eficacia de los cursos en el cumplimiento de los objetivos de construcción de competencias. El análisis arrojó resultados interesantes vinculados a las peculiaridades de los diferentes grupos que se ha buscado capacitar y los mismos indicarían la necesidad de introducir cambios de enfoque en los programas y modalidades de los cursos específicos. En este trabajo se presentan algunos resultados del mencionado análisis y se proporcionan los elementos que deberían considerarse en la elaboración de un programa adaptado a tan particular audiencia.

INTRODUCCIÓN

La Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina (ARN) ha capacitado en protección radiológica, seguridad nuclear, transporte seguro de material radiactivo, seguridad física y emergencias, entre otras áreas de conocimientos, a las Fuerzas Armadas (FFAA) y Fuerzas de Seguridad (FS) de la República Argentina, en la convicción de que el conocimiento de estos temas es esencial para garantizar altos niveles de seguridad.

Antes de 1994, la capacitación fue llevada a cabo por el sector regulatorio de la Comisión Nacional de Energía Atómica, y esta actividad fue continuada luego por la ARN en su carácter de organismo de control y fiscalización de las actividades nucleares en el país. En ese sentido, la construcción de competencias para el manejo de saberes de la actividad nuclear en el personal de esas fuerzas lleva décadas de esfuerzo y dedicación por parte del Estado Argentino.

La forma en que la ARN estructuró la capacitación con las FFAA y FS ha tenido dos modalidades; por un lado, a través de los dos cursos de posgrado en protección radiológica y seguridad nuclear para profesionales y el curso de protección radiológica nivel técnico, dictados anualmente en la sede de la ARN en el Centro Atómico de Ezeiza. Por otra parte, la capacitación se ha dado mediante cursos específicos organizados para esas fuerzas del Estado Nacional.

Ambas maneras de impartir capacitación han permitido expandir el horizonte de conocimientos sobre la actividad nuclear y su regulación, garantizar un accionar eficiente ante requerimientos específicos y fortalecer la cultura de seguridad en el país.

En la República Argentina, las FFAA que dependen del Ministerio de Defensa son el Ejército Argentino, la Fuerza Aérea y la Armada Argentina. Las FS que dependen del Ministerio de Seguridad incluyen a la Gendarmería Nacional, Prefectura Naval Argentina, Policía Federal Argentina (incluida la Superintendencia Federal de Bomberos) y la Policía de Seguridad

Aeroportuaria. La ARN mantiene relaciones institucionales y formales con estas fuerzas a través de convenios de cooperación, fortaleciendo así el accionar regulatorio en materia de seguridad radiológica y nuclear en Argentina. Si bien la capacitación es un tema central a la colaboración de la ARN y las fuerzas, la relación y las actividades que se realizan de manera conjunta la excede, tal los casos del área de emergencias y del rol en el transporte seguro de material radiactivo y nuclear.

En vista de estas actividades de capacitación con las FFAA y FS es que nos proponemos mostrar el marco formal de las capacitaciones, exponer datos cuantitativos sobre la capacitación de los recursos humanos de las fuerzas en los cursos de posgrado y en el curso nivel técnicos y finalmente, analizar brevemente la eficacia de las capacitaciones específicas y cursos a demanda realizadas en los últimos diez años por parte de la ARN. El objetivo de dicho análisis es determinar si existen oportunidades de mejoras, ya sean interinstitucionales o pedagógicas, en la búsqueda del objetivo de construcción de competencias en protección radiológica, seguridad nuclear, transporte de material radiactivo, emergencias, protección física, entre otras áreas, para el personal de estas fuerzas.

Funciones de las FFAA y FS en relación a la actividad nuclear en Argentina

FFAA y FS	Función vinculada a los usos pacíficos de la Energía Nuclear
Gendarmería Nacional Argentina	Protección física de las instalaciones nucleares y del transporte de materiales radiactivos. Rol en las emergencias radiológicas y nucleares en el predio y zonas circundantes a las instalaciones nucleares. Participación en simulacros de las centrales nucleares.
Prefectura Naval Argentina	Fuerza pública y primer respondedor en emergencias radiológicas y nucleares y hallazgos de material radiactivos en la vía pública, ríos, mar argentino, puertos de su jurisdicción. Participación en simulacros de las centrales nucleares.
Policía de Seguridad Aeroportuaria	Fuerza pública y primer respondedor en emergencias radiológicas y hallazgos de material radiactivos en aeropuertos.
Policía Federal Argentina	Fuerza pública y primer respondedor en emergencias radiológicas y hallazgos de material radiactivos en la vía pública. Participación en simulacros de las centrales nucleares.
Ejército Argentino	Participación en los simulacros de las centrales nucleares.
Armada Argentina	Participación en los simulacros de las centrales nucleares.

MARCO JURÍDICO-INSTITUCIONAL DE LA CAPACITACIÓN CON LAS FFAA Y FS

Las capacitaciones y entrenamientos que se realizan a las FFAA y FS se han ido institucionalizando y formalizando poco a poco al ser reconocida como una cuestión de mutuo interés en los convenios de cooperación y colaboración a partir de la creación de la ARN en 1994, como podemos observar en el cuadro siguiente:

Convenios de cooperación entre ARN y FFAA y FS¹

Organismo de Seguridad Estatal	Año del Convenio
Policía Federal (Superintendencia Federal de Bomberos)	1995
Gendarmería Nacional Argentina	1997
Prefectura Naval Argentina	1997
Ejército Argentino	2006
Armada Argentina	2010

Para la ARN, los convenios de cooperación dan soporte legal a la planificación de las actividades de capacitación año a año y permiten ir construyendo y manteniendo el conocimiento y la cultura de seguridad que se busca fomentar en las fuerzas. Para las FFAA y FS han servido para que éstas puedan enviar con mayor facilidad y regularidad a sus recursos humanos a los cursos de posgrado y cursos de técnicos todos los años, porque las actividades estaban pautadas y acordadas explícitamente.

Al mismo tiempo, han permitido una mejor organización de cursos específicos, ya que existe un soporte formal y legal para la realización de los mismos.

Estas herramientas institucionales y jurídicas ayudan a la planificación y formalización en el tiempo de las actividades de capacitación. Como expresa por ejemplo parte de la cláusula quinta del convenio entre la ARN y La Armada Argentina firmado en 2010: "...las partes se comprometen a coordinar proyectos para la capacitación de sus recursos humanos...".

Por otro lado, la existencia de convenios de cooperación permite mantener activas las relaciones institucionales en el ámbito de la capacitación, aun cuando exista alta movilidad del personal de las fuerzas, como también en el órgano regulador. Las personas cambian pero las instituciones quedan. En ese sentido, sostener en el tiempo las actividades de capacitación con las FFAA y FS como una política estable es una nota positiva de la vinculación, que es importante mantener y acrecentar.

En síntesis, la necesidad de contar con convenios de cooperación entre ARN y las FFAA y FS aparece como vital a la hora de planificar y llevar a cabo actividades de capacitación en el corto y largo plazo. Asimismo, tendrá mucha importancia la revisión de esos convenios con una periodicidad adecuada para incluir en los mismos elementos novedosos en cuanto a contenidos y modalidades de capacitación y entrenamiento.

DATOS DE LAS CAPACITACIONES

Entre los años 2001 y 2011, la ARN ha capacitado mediante sus cursos de posgrado en protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación y de posgrado en seguridad nuclear a 23 profesionales de las FFAA y de las FS. Este número representa el 16% del total de los profesionales argentinos que han realizado los mencionados cursos.

¹ Como puede observarse en la tabla de los convenios, los que son de mayor antigüedad son aquellos firmados con las FS que tienen un rol más directo en actividades vinculadas a los usos de fuentes de radiación.

Profesionales argentinos civiles capacitados en posgrados desde 2001 a 2011.	Profesionales argentinos de FFAA y FS capacitados desde 2001 a 2011.
137	23 (16%)

En ese mismo lapso, la ARN capacitó en sus cursos anuales de técnicos a 60 personas de esas fuerzas. Esta cantidad de personas representa el 20% del total de técnicos argentinos capacitados por este curso.

Argentinos civiles capacitados en curso técnicos desde 2001 a 2011.	Argentinos de FFAA y FS capacitados en curso de técnicos desde 2001 a 2011.
300	60 (20%)

En total, en los últimos diez años, 83 profesionales y técnicos de las FFAA y FS de la Argentina han sido capacitados por la ARN; esto representa el 19% del total de profesionales y técnicos nacionales que ha formado la ARN.

Argentinos civiles capacitados en cursos de posgrado y técnicos de ARN desde 2001 a 2011.	Argentinos de FFAA y FS capacitados en cursos posgrado y técnicos de ARN desde 2001 a 2011.
437	83 (19%)

En ese sentido, esta cantidad de funcionarios capacitados le permite al país tener un marco expandido de conocimientos en las instituciones públicas que dan apoyo a la función de regulación y fiscalización de la ARN

Por otro lado, se ha capacitado y entrenado al personal de las FFAA y FS a través de cursos sobre temáticas de interés particular de las fuerzas. Por ejemplo, en el área de Transporte Seguro de Material Radiactivo, la ARN ha capacitado a más de 150 personas de las FFAA y de las FS entre los años 2002 y 2011. En el área de la Preparación para la Emergencia Radiológica y Nuclear, se ha capacitado a más de 200 funcionarios de las FFAA y FS entre los años 2008 y 2011.

Teniendo en cuenta que este importante número de personas capacitadas a través de cursos específicos seguramente crecerá debido a la reactivación de la actividad nuclear en Argentina, es que realizaremos un breve análisis de la experiencia obtenida.

LECCIONES APRENDIDAS

Desde la creación de la actividad Gestión de Conocimiento de la Unidad de Capacitación y Entrenamiento de la ARN han comenzado a revisarse y analizarse algunas experiencias de los cursos específicos con el objetivo de medir el impacto de las mismas y lograr mejoras en su eficacia. En el caso de las FFAA y FS pueden señalarse los siguientes hallazgos: la capacitación *in situ*, el énfasis en temáticas operativas y ejercicios prácticos y la sostenibilidad de los conocimientos impartidos. Estos hallazgos podrían contribuir a mejorar el proceso de enseñanza-aprendizaje de esta particular audiencia.

a- La capacitación *in situ*

El análisis ha permitido detectar que resulta significativamente más efectivo realizar los cursos específicos en los lugares donde el personal realiza sus tareas habituales vinculadas a las actividades nucleares, en lugar de organizarlos en las sedes centrales de las fuerzas.

Esa modalidad de enseñanza *in situ* evita, en alguna medida, las formalidades impuestas por el protocolo propio de las fuerzas, facilitando el proceso de aprendizaje. El personal tiende a sentirse más predispuesto en un ambiente conocido y menos formal y se crea un intercambio más dinámico con los docentes. Además, se exponen más abiertamente las dudas y en muchos casos las mismas pueden resolverse con la sola visita a los lugares específicos de trabajo.

b- El énfasis en temáticas operativas y ejercicios prácticos

Los conceptos sobre protección radiológica, seguridad nuclear, transporte seguro de material radiactivo, emergencias radiológicas y nucleares, protección física, entre otros, requieren de una formación que reviste cierta complejidad.

Por otra parte, los resultados esperados de las capacitaciones específicas de la mayor parte del personal pueden resumirse en dos aspectos fundamentales:

- comprensión general de los riesgos asociados a las radiaciones ionizantes en las diferentes situaciones en las que puedan verse involucrados, y
- desarrollo de habilidades en el corto plazo para el desempeño efectivo de su labor específica.

Este panorama descripto conduce a que, en las capacitaciones a las FFAA y FS, se realice una selección preferencial de modalidades didácticas que den un mayor peso a los aspectos prácticos frente a los teóricos. Estos últimos deberán enfocarse preferentemente hacia lo operativo y complementarse con experiencias de campo y simulación de situaciones reales, que incluyan caracterización de las fuentes de radiación involucradas y elementos de protección personal, y toda otra serie de aprendizajes específicos que estimulen las habilidades necesarias vinculadas a las tareas que cada fuerza debe desempeñar.

En lo referente al marco teórico, observamos que resulta importante poner énfasis en los aspectos legales que se vinculan a la labor particular de cada fuerza.

Por otra parte, temas tales como los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes deben ser tratados según la audiencia y la complejidad del curso en particular. La misma es una temática de interés en aquellos casos en los que estas instituciones deberán actuar como fuerzas de respuesta en situaciones de intervención.

c- Sostenibilidad del conocimiento impartido

Se ha visto que uno de los elementos que contribuyen a la sostenibilidad del conocimiento en cualquier institución es la aplicación de la modalidad de “entrenamiento de entrenadores”, que incluye la responsabilidad de que, quienes han recibido conocimientos específicos se conviertan a su vez en capacitadores de otras personas, provocando un efecto cascada.

En lo referido a los cursos específicos, esa modalidad no se ha podido aplicar aun en razón de la alta movilidad del personal de las FFAA y FS, que año a año puede ser trasladado de un destino a otro en toda la geografía del país.

Actualmente se buscan mecanismos que permitan el sostenimiento de los conocimientos impartidos y por ende el desarrollo de una cultura de seguridad dentro de las FFAA y FS afrontando esta situación de movilidad. Entre ellos se estudia la inclusión de la temática en los programas educativos de las instituciones de esas fuerzas y la educación a distancia (*e-learning*). Otro mecanismo posible es incrementar la oferta y periodicidad de los cursos, incluyendo un programa de cursos de reentrenamiento periódicos, adicionales a los que desde la perspectiva de la preparación y respuesta en emergencias radiológicas y nucleares ya se contemplan.

CONCLUSIONES

Las FFAA y FS son audiencias con características peculiares que deben ser consideradas especialmente a la hora de formular programas nacionales de entrenamiento en protección radiológica y seguridad nuclear, teniendo además en cuenta su rol y competencias en estas temáticas.

Una capacitación eficiente para estos sectores debe lograr que se perfeccione su capacidad de intervención en las tareas que le son propias, en lo relativo a la seguridad radiológica y nuclear. Los programas específicos deben diseñarse con un alto contenido de ejercicios prácticos enfocados hacia escenarios típicos de su labor, sin descuidar la diseminación e incorporación de los conceptos fundamentales de la temática.

El desarrollo de una cultura de seguridad dentro de las fuerzas se ve dificultado por la permanente renovación y movilidad de sus recursos humanos por lo cual se plantea un desafío en el desarrollo de estrategias que permitan la sostenibilidad de los conocimientos impartidos.

La institucionalización de los vínculos mediante convenios de cooperación con las FFAA y FS constituye una necesidad para la implementación adecuada de los programas nacionales de capacitación, y amerita una revisión periódica para la inclusión de nuevas modalidades y temáticas de capacitación.

BIBLIOGRAFÍA

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. “Maintaining Knowledge, Training and Infrastructure for Research and Development in Nuclear Safety” INSAG-16. International Nuclear Safety Advisory Group. IAEA, 2003. www.iaea.org

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. “Managing Nuclear Knowledge: Strategies and Human Resource Development” Summary of an international conference. 2004, Saclay, France. IAEA, Vienna, 2006. www.iaea.org

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. “ Strategic Approach to Education and Training in Radiation, Transport and Waste Safety 2011-2020. IAEA, 2010. www.iaea.org

González, Abel J. “Conclusions of the 12th Congress of the International Radiation Protection Association (IRPA)”. Buenos Aires, Argentina, octubre de 2008. www.irpa12.org.ar

Sanchez Albavera, Fernando. “Planificación estratégica y gestión pública por objetivos” Serie 32 Gestión Pública. CEPAL. Santiago de Chile, marzo de 2003. www.cepal.org

La educación y capacitación especializada: herramientas fundamentales de la seguridad radiológica y nuclear desde una perspectiva de la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina

Chahab, M.; Fernández Moreno, S.; Larcher, A.M.; Papadópolos, S.

LA EDUCACIÓN Y CAPACITACIÓN ESPECIALIZADA: HERRAMIENTAS FUNDAMENTALES DE LA SEGURIDAD RADIOLÓGICA Y NUCLEAR DESDE UNA PERSPECTIVA DE LA AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR DE ARGENTINA

Chahab, M.; Fernández Moreno, S.; Larcher, A.M.; Papadópulos, S.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

Argentina considera de fundamental importancia sostener altos niveles de seguridad radiológica y nuclear en las aplicaciones pacíficas de las radiaciones ionizantes, siendo la formación y capacitación especializada en estas temáticas fundamentales para garantizar su sostenibilidad en el tiempo. En base a esta convicción, hace más de treinta y un años la Argentina lleva adelante el dictado de cursos de posgrado universitario y de nivel técnico en protección radiológica y seguridad nuclear para formar a sus cuadros profesionales y técnicos, a los usuarios de material radiactivo y a otros sectores del país, de la región latinoamericana y del mundo, contando con el aporte fundamental del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). A través de la ARN, la Argentina es Centro de Capacitación Regional en América Latina y el Caribe para la Seguridad Nuclear, Radiológica, del Transporte y de los Desechos mediante un acuerdo de largo plazo con el OIEA, lo que permite a la región contar con un centro de capacitación de excelencia y trayectoria para la continua creación de competencias en el ámbito de la protección radiológica. El presente trabajo describe el proceso de calificación y consolidación del Centro Regional, su actividad actual, y su potencial ampliación, todo ello en el contexto de un esquema de suma de capacidades regionales en pos del establecimiento y permanencia de un adecuado nivel de seguridad radiológica y nuclear.

INTRODUCCIÓN

Desde los comienzos de la actividad nuclear en la Argentina, el desarrollo de la seguridad radiológica tuvo un lugar prominente, sustentado en la certeza de que las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear debían desarrollarse únicamente en un adecuado marco de protección de las personas de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.

La misión de la Autoridad Regulatoria Nuclear, y con anterioridad la rama reguladora de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA), fue guiada por la convicción de que el conocimiento experto y especializado en protección radiológica, seguridad de las fuentes de radiación y seguridad nuclear es la manera por excelencia de asegurar la debida protección de la población, el ambiente y las generaciones futuras. Por ello está presente, en el objetivo principal del regulador argentino, la importancia de la educación, conocimiento y formación como pilares de la seguridad. Ello se advierte en el énfasis puesto en la capacitación al momento de emitir una licencia o autorización que permite el uso de las radiaciones ionizantes. Del mismo modo, en la exigencia en el conocimiento y habilidades a la hora de regular y fiscalizar la actividad; ambos ejemplos ponen de relieve nuestra convicción de que la posesión y mantenimiento del conocimiento en protección radiológica es uno de los pilares de la seguridad.

En acciones más recientes relacionadas con la Modernización del Estado, la ARN ha firmado en 2011 la “Carta Compromiso” con el ciudadano argentino, la cual expresa el compromiso y transparencia del accionar del regulador en los aspectos radiológico y nuclear frente a la sociedad. Es claro observar el lugar que ocupa el saber en la protección radiológica desde la perspectiva reguladora. “Entre los compromisos asumidos por la ARN de cara a la ciudadanía, tienen especial relevancia aquellos referidos a la transparencia y publicidad de sus acciones, al tiempo

que el organismo asume el desafío de mejorar la accesibilidad, la confiabilidad y el acceso a la información pública. La capacitación en protección radiológica y seguridad, salvaguardias y seguridad física y la acreditación de los cursos de capacitación cuyos contenidos satisfacen los requisitos para el otorgamiento de licencias individuales, autorizaciones específicas y permisos individuales, se consideran componentes importantes del sistema.”

La actividad de la ARN en esta materia se complementa con un intenso programa de capacitación para organismos de seguridad y control, y personal de las instalaciones. En este programa de capacitación, entrenamiento y difusión a escala local, provincial y nacional, entre ellas cabe mencionar por ejemplo, los talleres de Capacitación en Respuesta a Emergencias Radiológicas y Nucleares¹. Por otro lado, la normativa argentina determina que para obtener una Licencia Individual, una Autorización Específica o renovar una Autorización Específica, las personas deben cumplir requisitos de capacitación, experiencia laboral, entrenamiento, re-entrenamiento y aptitud psicofísica, que dependerán de la instalación y del nivel de la función a desempeñar. En ese sentido, Argentina le da una gran importancia a la capacitación de las personas frente al uso de las radiaciones ionizantes.

La ARN, a través de su Unidad de Capacitación y Entrenamiento (UCE), en cooperación con los grupos especializados de la institución, provee la capacitación en protección radiológica y seguridad nuclear, salvaguardias y protección física, tanto del personal del regulador como del personal de otras instituciones, como son por ejemplo CNEA, Nucleoeléctrica Argentina S. A. (NA-SA), Fuerzas Armadas y Fuerzas de Seguridad, entre otras.

Por otra parte, la ARN participa y colabora activamente en el dictado de los módulos de protección radiológica y/o seguridad nuclear de cursos organizados por otras instituciones y, dado sus características y trayectoria como centro de formación, es receptor de visitas técnicas de personas de todo el mundo y realiza entrenamientos específicos de trabajo.

Lo expuesto en cuanto a construcción de competencias en el ámbito nacional, explican por qué desde el año 1980 Argentina y la ARN han capacitado a 930 profesionales de toda la región latinoamericana y del mundo mediante los cursos de posgrado en protección radiológica y seguridad nuclear que se dictan en el país con el auspicio del OIEA y el aval académico de la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires.

ARGENTINA, CENTRO REGIONAL DE CAPACITACIÓN DEL OIEA EN AMÉRICA LATINA Y EL CARIBE PARA LA SEGURIDAD NUCLEAR, RADIOLÓGICA, DEL TRANSPORTE Y DE LOS DESECHOS: HITOS

La Argentina a través de la ARN y su predecesora, la rama reguladora de la CNEA, ha venido capacitando a las personas en protección radiológica y seguridad nuclear desde hace más de treinta años. Una parte importante de estas actividades se lleva a cabo en colaboración con universidades, tal el caso de la Universidad de Buenos Aires (UBA), y con el auspicio del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

Por otro lado, el OIEA ha establecido una estrategia específica para la construcción de competencias en protección radiológica a través de la capacitación. Esta estrategia ha contado con el apoyo y dirección de la Conferencia General de este organismo internacional. Un elemento central de la estrategia se refleja en la decisión de la Conferencia General de dar apoyo sostenible en el tiempo a los centros regionales de capacitación. Ello, sumado a la trayectoria de Argentina en educación y entrenamiento ha llevado al OIEA a establecer junto al país un compromiso de apoyo a la ARN para esta actividad. En ese sentido, el 30 de setiembre de 2008, el Gobierno de la República Argentina firmó un Acuerdo a Largo Plazo con el OIEA. Mediante el mismo, Argentina asume la responsabilidad de ser el Centro de Capacitación Regional en América Latina y el Caribe para la Seguridad Nuclear, Radiológica, del Transporte y de los Desechos (CRC). Este acuerdo es implementado por la ARN, siendo su Unidad de Capacitación y Entrenamiento

¹ Noticia ARN, firma de la Carta Compromiso en 2011 (www.arn.gob.ar).

el área que gestiona dicho acuerdo internacional. El acuerdo firmado fue posterior a una misión “EduTA” (“Education and Training Appraisal”)² realizada en Argentina por parte del OIEA en 2006.

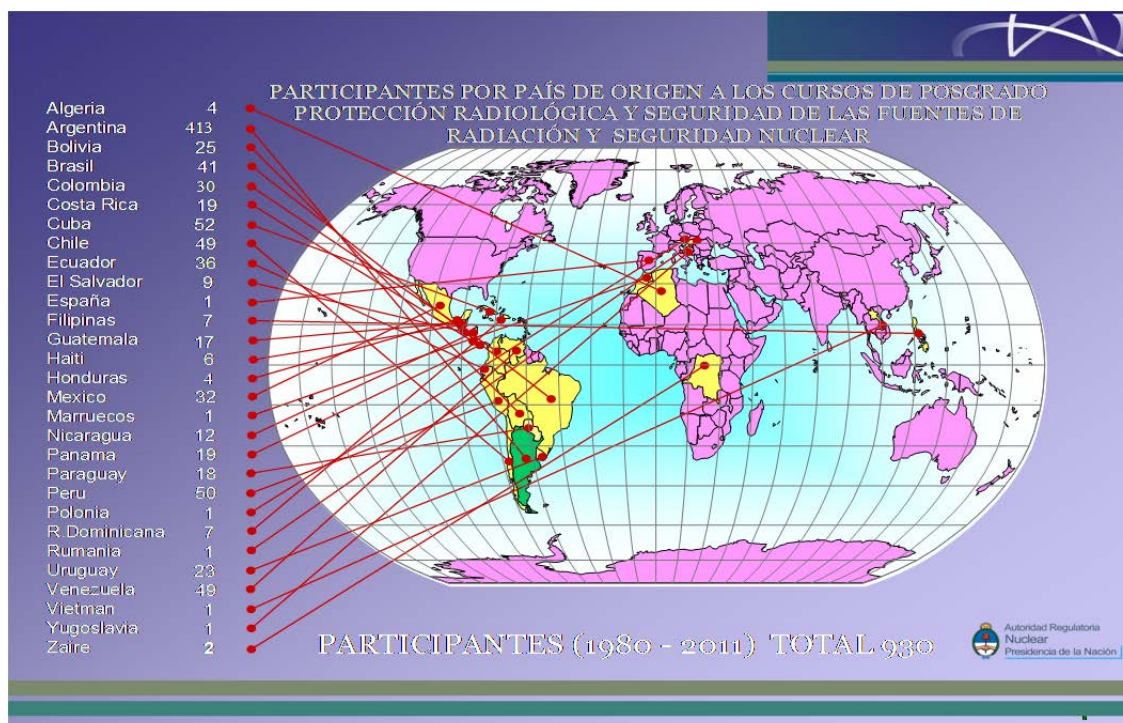
El Acuerdo a Largo Plazo hoy vigente implica la realización de actividades colaborativas en pos de objetivos de mutuo interés en materia de capacitación regional. Algunas de éstas son: cursos de enseñanza de posgrado, cursos especializados de capacitación temática, cursos de formación de formadores, capacitación y entrenamiento de becarios sobre temarios específicos, servicio de expertos para realizar misiones de evaluación.

Además, se realiza el aporte a la actualización de los “syllabus” de los cursos, acorde a la evolución de la protección radiológica y los estándares del OIEA.

EL CRC Y LOS CURSOS DE POSGRADO EN PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y SEGURIDAD DE LAS FUENTES DE RADIACIÓN Y EN SEGURIDAD NUCLEAR: CARACTERÍSTICAS Y ALCANCE

En 2011 se llevaron a cabo exitosamente ambos cursos de posgrado. Asistieron 14 participantes argentinos y 11 participantes de América Latina y del Caribe al de Protección Radiológica y Seguridad de las Fuentes de Radiación.³ Este curso brinda al participante, no solamente los conocimientos teóricos planificados en su currícula dictado en las temáticas específicas por especialistas, sino también la posibilidad de efectuar visitas a instalaciones y trabajos prácticos que cubren un amplio espectro de aplicaciones de las radiaciones.

En cuanto al curso de posgrado en Seguridad Nuclear, el mismo contó con 10 participantes argentinos y 9 de América Latina y el Caribe. Este curso goza de las mismas características que el de protección radiológica, tanto en lo relativo a los trabajos prácticos como en la especificidad y experiencia del plantel docente y de las visitas a instalaciones nucleares relevantes.



² OIEA, página web, área de seguridad. Ref. Guías de Seguridad the education and training recommendations as stated in the IAEA Safety Guide RS-G-1.4. Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources and the IAEA Safety Report Series No. 20 Training in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources.

³ Se pueden observar en detalle los programas de los cursos de posgrado en www.arn.gob.ar.

Otro rasgo peculiar de los cursos de posgrado es el acceso a los laboratorios dedicados a la protección radiológica y la infraestructura y apoyo logístico para su realización. El CRC cuenta con un laboratorio exclusivo para efectuar prácticas con equipos en red y equipamiento específico. Además, la ARN dispone para el desarrollo de los cursos de posgrado los siguientes laboratorios especializados: Laboratorio de Calibración de Detectores. Calibración de detectores de campo de radiación. Calibración de detectores de contaminación superficial. Laboratorio de Dosimetría por Termoluminiscencia. Dosimetría personal de cuerpo entero. Dosimetría personal de extremidades, de neutrones y ambientales. Laboratorio de Mediciones in-vivo Medición de actividad de ¹³¹I en tiroides. Monitoreo rutinario de actividad incorporada. Laboratorio de Muestreo de Aire. Laboratorio de Muestreo y Pretratamiento. Laboratorio de Uranio por Fosforimetría Cinética Inducida por Laser (KPA). Laboratorio de Tritio ambiental. Laboratorio de Espectrometría Gamma. Laboratorio de Ra-226. Laboratorio de Sr-90. Laboratorio de Rn-222. Laboratorio de Uranio por Fluorimetría y espectrometría alfa. Laboratorio de Descargas. Laboratorio de alfa/beta en aguas y espectrometría alfa. Laboratorio de Dosimetría Biológica.

El CRC también cuenta con sala de medición alfa beta, sala de medición de bajo fondo y sala de muflas, dispuestas por la ARN.

SISTEMA DE GESTIÓN DE LA CALIDAD DEL CENTRO REGIONAL DE CAPACITACIÓN

Un componente importante en el proceso de consolidación del Centro Regional y que sirve a la consecución de los objetivos de enseñanza en protección radiológica es la certificación de los cursos bajo la Norma ISO 9001. En el año 2007, los cursos de posgrado dictados por la ARN se certificaron conforme a ISO 9001: 2000. La certificación fue otorgada por IRAM Argentina e IQNET. El 21 de abril de 2010 se realizó una Auditoría del IRAM para concretar la recertificación del Sistema de Calidad de los cursos que dicta la ARN, ahora bajo la actualización de la Norma ISO 9001:2008 cuyo alcance ha sido establecido como: Desarrollo Curricular, Planificación y realización de los cursos de posgrado: “Protección Radiológica y Seguridad de la Fuentes de Radiación” y “Seguridad Nuclear”. En 2011 se cumplió con éxito la auditoria de mantenimiento y ampliación del alcance bajo la misma norma a: Desarrollo Curricular, Planificación y realización de cursos y actividades de capacitación en Protección Radiológica, Seguridad Nuclear, Salvaguardias y Protección Física”. Durante el año 2010 se inició el proceso de registro para lograr la certificación de calidad del Curso de Protección Radiológica Nivel Técnico.

FORTALECIMIENTO DEL VÍNCULO CON EL OIEA - AMPLIACIÓN DE LAS ACTIVIDADES DEL CRC

En el contexto del relanzamiento de la actividad nuclear en la Argentina y en otros países, y ante los desafíos de la necesaria capacitación y formación del personal de la institución, la ARN ha decidido dar nuevo impulso a esta actividad, así como profundizar los lazos y la cooperación con el OIEA.

La creación de una Unidad de Capacitación y Entrenamiento en 2010, además de contribuir a dar respuesta a las necesidades de capacitación y entrenamiento del personal de la ARN, y a asegurar la preservación del conocimiento propio, tiene por objetivo realzar las actividades del CRC y fortalecer el vínculo con el OIEA. Ello se realizará ampliando la oferta académica, participando en actividades relacionadas con la educación y la capacitación en los ámbitos regional e internacional, y contribuyendo a la plena concreción en cuanto a lograr altos niveles de seguridad radiológica sostenibles en el tiempo.

Este nuevo impulso se registra hoy en la ampliación de la colaboración, que va desde la transformación de los tradicionales cursos de posgrado en protección radiológica y seguridad nuclear en carreras de especialización con opción a maestrías; la realización de cursos de formación de formadores; la incorporación en el CRC del Curso de Protección Radiológica de Nivel Técnico; hasta la inclusión de otras temáticas, como la seguridad física nuclear y la profundización de la especialización en el área de preparación y respuesta en emergencias radiológicas.

La colaboración también se concreta con la participación de personal experto de Argentina en distintas actividades del OIEA en la región, vinculadas por ejemplo, a la construcción de competencias nacionales y regionales en materia de seguridad radiológica, nuclear, y física.

CONSIDERACIONES GENERALES SOBRE EL CENTRO REGIONAL DE CAPACITACIÓN Y EL FUTURO

La ARN ha desarrollado una estrategia en capacitación y entrenamiento en el campo de la regulación de las actividades nucleares que constituye uno de los rasgos de su esencia reguladora. Dicha estrategia ha sido implementada a través de la acción conjunta y coordinada de una amplia red de instituciones y centros educativos, donde ARN en sí es un actor principal. Otras instituciones que contribuyen a la consolidación de esta estrategia son la Comisión Nacional de Energía Atómica, la Universidad de Buenos Aires, el Instituto Balseiro, la Sociedad Argentina de Radioprotección, y varios otros centros que ofrecen formación especializada en las diferentes actividades que involucran el uso de la radiación ionizante.

Parte de esta estrategia para mantener niveles adecuados de competencias del personal involucrado en el uso de radiaciones ionizantes y del personal de la autoridad reguladora ha permitido formar más de 400 argentinos y otras tantas personas de la región de América Latina y el Caribe y de otras partes del mundo.

En cuanto a la formación de argentinos, el relanzamiento de la actividad nuclear del país presenta el desafío de capacitar a las nuevas camadas de radioproteccionistas, sean estos reguladores, sean usuarios de radiaciones ionizantes, primeros respondedores, personal de aduana, etcétera. Ello representa el doble desafío de contar en el corto plazo con un número importante de personas que se incorporan a la actividad y por otra, de darles la formación especializada mínima requerida para el buen desarrollo de su trabajo.

El reconocimiento de la Argentina como Centro Regional de Capacitación del OIEA en estos temas, no solo es una prueba fehaciente de la trayectoria del país y su sector de regulación nuclear sino, y más importante, es una confirmación de la relevancia del conocimiento y capacitación en la protección radiológica para sostener altos niveles de seguridad.

La colaboración entre los Centros Regionales, los países de la región, sus capacidades nacionales y el OIEA es fundamental para maximizar la eficacia de la formación y las posibilidades de educación en estos temas y para construir cultura de seguridad.

En el contexto anterior, el CRC de Argentina se plantea como objetivo el continuar contribuyendo a los esfuerzos del OIEA para crear capacidades en seguridad radiológica y nuclear en la región, así como expandir las actividades a otros ámbitos relacionados con la formación y la educación, con la visión de alcanzar y mantener un alto nivel de seguridad en todas las prácticas que impliquen el uso de radiaciones ionizantes. La mejora continua y una más plena aplicación del Acuerdo a Largo Plazo con el OIEA aparecen como objetivos concretos en el corto plazo.

Por otro lado, el CRC de Argentina ha comenzado a desarrollar de los indicadores que permitan medir de manera cuantitativa el aporte en el tiempo de la capacitación a la protección radiológica.

El CRC continúa ampliando su oferta académica y las actividades que puede realizar en apoyo a la estrategia del OIEA para construir competencias en las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear de manera sostenible en el tiempo.

Entre las actividades ofrecidas al OIEA para su incorporación al marco del Acuerdo a Largo Plazo podemos mencionar: el Curso de Protección Radiológica Nivel Técnico; la colaboración en la actualización y perfeccionamiento de las currícula de los cursos de posgrado, de oficiales de radioprotección y temáticas especializadas; la traducción al español de material didáctico y de enseñanza para los cursos de protección radiológica y seguridad nuclear; la participación en las misiones de expertos del OIEA para cooperar en la evaluación de la infraestructura de capacitación y entrenamiento en estas materias (EduTA); la implementación de la modalidad de educación a distancia. Al respecto de esto último, se encuentra en análisis la posibilidad de utili-

zar la Plataforma Moodle de la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires, lo que permitirá, en principio, que los participantes extranjeros puedan prepararse en contacto con docentes de la ARN antes de iniciar el curso.

CONCLUSIONES

Los cursos de posgrado dictados han demostrado ser adecuados y eficaces para satisfacer las necesidades nacionales y regionales de formación básica profesional en protección radiológica y seguridad nuclear. El constante apoyo del OIEA ha hecho posible la participación de más de 400 representantes de América Latina y el Caribe a lo largo de 32 años. Ello confirma la utilidad de estos cursos para construir e incrementar la competencia en seguridad radiológica y nuclear en la región.

Estos cursos continúan siendo centrales a la formación profesional básica en protección radiológica en la región. En el caso del CRC de la Argentina, cuentan con diplomas avalados por la Universidad de Buenos Aires. Estos diplomas son acompañados de certificados con el detalle de las asignaturas aprobadas y sus respectivas calificaciones. La ARN y la Facultad de Ingeniería de la UBA se encuentran abocados a la transformación de los cursos de posgrado en carreras de especialización y opción a maestrías, sustentado en la convicción de la importancia de incluir aun más a la protección radiológica en las currícula del sistema educativo nacional.

En el futuro cercano se avizora la creación de un Instituto Nacional de Educación en Protección Radiológica y Seguridad Nuclear que englobe esta oferta académica y otras que vayan siendo identificadas como necesarias para atender las necesidades locales y regionales. En este marco, se espera profundizar lazos con los países de la región y con el OIEA. Es realista esperar un aumento de las necesidades de capacitación en la región debido a los cambios en las tecnologías, en los equipamientos de última generación, la expansión esperada de la energía nuclear y el incremento en el número de fuentes de radiación.

Adicionalmente, la ARN como CRC se plantea para 2012 concretar los cursos de formación de formadores (TTT)⁴, colaborar activamente en las tareas del OIEA destinadas a ayudar a los Estados a establecer y aplicar estrategias nacionales para la educación y la formación en protección radiológica, transporte seguro de material radiactivos y seguridad en la gestión de los desechos, así como a ampliar e integrar a la capacitación otras temáticas como la seguridad física nuclear y asignar un mayor énfasis en el área de emergencias.

La cooperación entre los países de la región y el OIEA continúa siendo clave para la concreción plena de la estrategia para este decenio 2011 – 2020 y el CRC de la Argentina será un activo partícipe de la colaboración.

BIBLIOGRAFÍA

- Acuerdo a Largo Plazo entre Argentina y el Organismo Internacional de Energía Atómica, 2008.
- ARN. Informe Anual 2010. En www.arn.gob.ar
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Safety Guide RS-G-1.4. Building Competence in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources. www.iaea.org
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Safety Report Series No. 20. Training in Radiation Protection and the Safe Use of Radiation Sources. www.aiea.org
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. “ Strategic Approach to
- Education and Training in Radiation, Transport and Waste Safety 2011-2020. IAEA, 2010. www.iaea.org

⁴ Cursos de capacitación de capacitadores (“Train the Trainers courses”).

Proceso de licenciamiento de instalaciones de tomografía por emisión de positrones (PET) en Argentina

Chiliutti, C.A.

PROCESO DE LICENCIAMIENTO DE INSTALACIONES DE TOMOGRAFÍA POR EMISIÓN DE POSITRONES (PET) EN ARGENTINA

Chiliutti, C.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

RESUMEN

La Medicina Nuclear en la Argentina se desarrolla en 295 instalaciones distribuidas en todo el país, de las cuales 23 cuentan con equipamiento para el diagnóstico por Tomografía por Emisión de Positrones (PET). En este trabajo, se presenta el proceso de licenciamiento de instalaciones PET que lleva a cabo la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina. Las diferentes etapas del licenciamiento tienen por objetivo asegurar que las instalaciones cumplan con los requerimientos de la normativa vigente en materia de protección radiológica. La norma específica de aplicación para los servicios PET establece los requisitos edilicios, de equipamiento y de dotación de personal, así como el requerimiento de que la operación de la instalación se enmarque dentro de un sistema de calidad para la optimización de la protección radiológica. La primera etapa de licenciamiento consiste en evaluar la distribución edilicia, considerando los movimientos de material radiactivo dentro del servicio para minimizar las dosis del personal. En las etapas subsiguientes, se evalúa la documentación legal asociada al titular de la Licencia de Operación y la documentación técnica referida a la dotación mínima del personal que debe estar compuesta por un médico y un físico que posean los respectivos permisos individuales vigentes y acordes al propósito de uso de material radiactivo de la instalación. Posteriormente, se debe presentar una memoria de cálculo, la que deberá demostrar que en condiciones normales de operación se cumplirán con las restricciones de dosis para trabajadores y miembros del público establecido en la normativa vigente. Para facilitar la realización de la memoria de cálculo, se elaboró una guía de requisitos mínimos necesarios para la evaluación del blindaje de instalaciones de medicina nuclear y PET, y una guía de metodología de evaluación de una memoria de cálculo de un centro PET. Aprobada la memoria de cálculo y completada toda la documentación, el sector de inspectores de la ARN planifica la realización de una inspección regulatoria a la instalación. Durante la misma, se verifica que la instalación coincida con la distribución aprobada y los elementos de protección radiológicas consignados en la memoria de cálculo. Si la instalación PET cumple con todo lo necesario para asegurar que la operación de la instalación se llevará a cabo en condiciones de protección radiológica requeridas por la normativa vigente (equipamiento, calibraciones, dosimetría, registros, etc.) la ARN procede a emitir una licencia de operación con una vigencia de 5 años.

Palabra Clave: Regulación y Control, Medicina Nuclear, PET

ABSTRACT

Nuclear Medicine in Argentina takes place in 295 facilities distributed along the whole country. Among these, 23 possess equipment to diagnose by using Positron Emission Tomography (PET). The licensing process of PET facilities that the Nuclear Regulatory Authority carries out is presented in this paper. The different stages of the process aim at ensuring that the levels of radiological protection at the facilities comply with the present legislation. The specific Standard concerning PET facilities establishes the building requisites as well as the equipment and minimum staff requisites. It also sets the requirement that the facility must operate in the frame of a quality assurance system to optimize radiological protection.

The first stage consists of evaluating the building distribution considering the movement of radioactive material within the service to minimize the personnel dose. In the subsequent stages, the legal documentation associated to the representative of the license and the technical documentation related to the minimum staff required – that must be composed of a doctor and a physicist that possess individual permits according to the purpose of use of the radioactive material within the facility are described. Afterwards, a shielding evaluation report must be presented to prove that in normal conditions of operation the dose restrictions established in the present legislation for workers and members of the public will be accomplished. In order to make the elaboration of this report easier a guide containing the

minimum requisites necessary for adequate shielding of nuclear medicine facilities and PET, and a guide containing the methodology of evaluation of a shielding evaluation report in a PET facility were performed. Once the report is approved and all the documents have been sent, the Inspectors Department at ARN plans a regulatory inspection to the installation, during which it is verified that the facility meets the building distribution approved and the radiological protection elements specified in the report. When the facilities comply with everything necessary to guarantee the facility operation will take place within the radiological protection conditions required in the present legislation (legislation, calibrations, dosimetry, registers, etc.) the Nuclear Regulatory Authority proceeds to grant an operation license which will last for 5 years.

Key words: Regulation and Control, Nuclear Medicine, PET

1. INTRODUCCIÓN

Desde finales de los años 60 hasta ahora, el progreso de la medicina nuclear en la Argentina ha seguido un ritmo creciente y acelerado. Se han instalado numerosos centros, se ha formado un gran número de especialistas, se ha incrementado el número de cursos reconocidos por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina para el uso de radioisótopos, que brindan una formación teórica y práctica activa, no sólo en la parte médica sino también en el área de docencia e investigación y se han desarrollado múltiples congresos, simposios, jornadas y reuniones sobre el tema. El desarrollo de técnicas y equipamientos han seguido la misma marcha con aumento en el número y diversidad de los estudios y tratamientos, al tiempo que la investigación abre nuevas perspectivas de aplicación.

2. MATERIALES Y MÉTODOS

La Medicina Nuclear en la Argentina se desarrolla en 295 instalaciones distribuidas en todo el país, de las cuales 23 cuentan con equipamiento para el diagnóstico por Tomografía por Emisión de Positrones (PET).

En la tabla 1, se muestra la distribución de los servicios de medicina nuclear de Argentina habiendo dividido el territorio en 7 regiones geográficas. Se muestra además, el número de servicios de PET por millón de habitantes para cada región, siendo el valor promedio para el país de 0,57 servicios por millón de habitantes.

Región	Nºde habitantes [1]	Nºde Servicios PET	Serv./millón de habitantes
Ciudad de Buenos Aires	2.891.082	11	3,80
Prov. de Buenos Aires	15.594.428	7	0,45
Pampeana	8.058.801	4	0,49
Cuyo	2.853.625	1	0,35
Nordeste	3.672.528	-	
Noroeste	4.931.795	-	
Patagonia	2.089.100	-	
Total	40.091.359	23	0,57

Tabla 1: Servicios de Medicina Nuclear por diagnostico PET de Argentina según su ubicación geográfica

Nota: Las regiones comprenden las provincias mencionadas a continuación

Pampeana: Córdoba, Santa Fe, Entre Ríos, La Pampa.

Cuyo: San Juan, Mendoza, San Luis.

Nordeste: Chaco, Formosa, Misiones, Corrientes.

Noroeste: Salta, Jujuy, Tucumán, Catamarca, La Rioja, Santiago del Estero.

Patagonia: Río Negro, Chubut, Santa Cruz, Tierra del Fuego, Neuquén, Antártida Argentina e islas del Atlántico Sur.

En la tabla 2 se compara el número de servicios de medicina nuclear, en Argentina y por regiones, que utilizan equipos PET y los que cuentan con tecnología SPECT, SPECT DC o cámara gamma planar.

Región	Cámara Gamma	SPECT	SPECT D/C	PET
Ciudad de Buenos Aires	17	37	20	11
Buenos Aires	16	62	17	7
Pampeana	2	35	11	4
Cuyo	4	8	2	1
Nordeste	3	9	-	-
Noroeste	4	13	1	-
Patagonia	2	7	2	-
Total	48	171	53	23

Tabla 2: número de servicios de medicina nuclear que utilizan equipos PET con los que cuentan con tecnología SPECT, SPECT DC o cámara gamma planar.

El objetivo de las diferentes etapas que se deben cumplir para licenciar una instalación de medicina nuclear y en este caso en particular con tecnología PET es asegurar que la protección radiológica de la misma cumpla con la normativa vigente en la República Argentina.

En la Norma AR 8.2.4 aprobada, por Resolución del Directorio de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) N° 18/02 (Boletín Oficial 22/07/02) [2] se establecen los requisitos edilicios, de equipamiento y de dotación de personal, así como el requerimiento de que la operación de la instalación se enmarque dentro de un sistema de calidad para la optimización de la protección radiológica.

En una primera etapa la ARN evalúa la distribución de los diferentes ambientes que componen el servicio de diagnóstico por medio de PET con el fin de minimizar el recorrido del material radiactivo durante la práctica y de esta manera disminuir las dosis del personal. También se toman en consideración los materiales que se utilizan en la edificación de las paredes, pisos y mesadas de la instalación. (Fig.1)

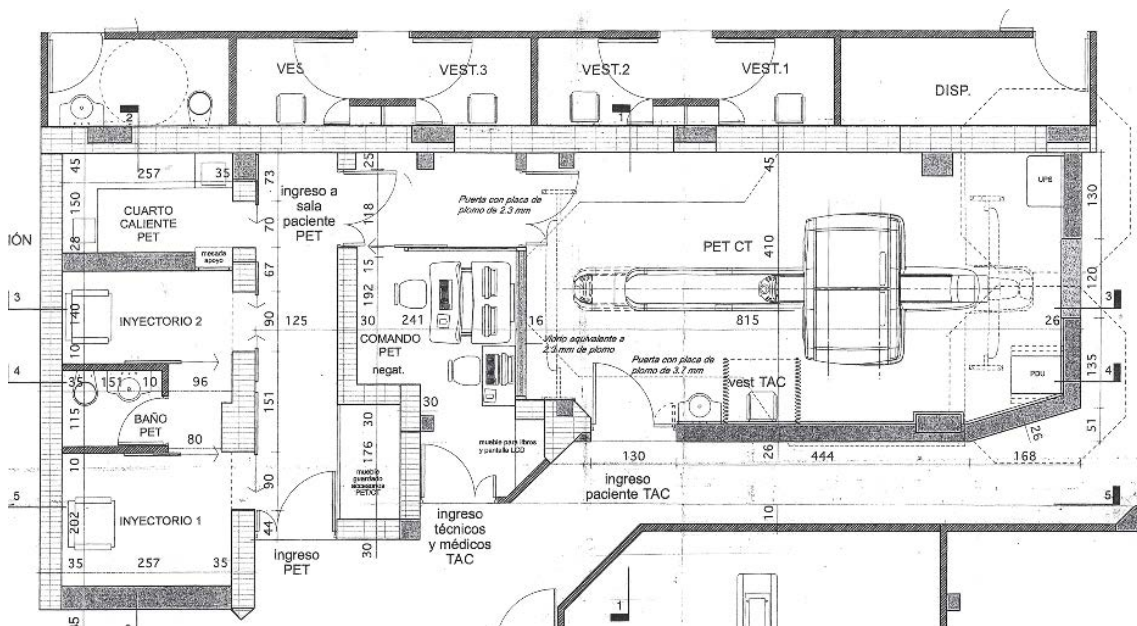


Figura 1. Distribución de un servicio de medicina nuclear PET

La instalación debe contar con un cuarto caliente, este cuarto debe poseer paredes de mampostería o que provean atenuación equivalente considerando los radioisótopos que en ésta se utilizan, sus medidas mínimas deben ser de 1,5 m x 2 m, mesadas de material impermeable y de fácil limpieza, dos piletas con una separación de 1,5 m entre ellas, piso de material impermeable y de fácil limpieza, blindajes acordes con la naturaleza y actividad de los radionucleidos a emplear y un depósito que se utiliza como guarda de material radiactivo, el espesor de sus paredes, las pantallas para fraccionamiento, los contenedores para el transporte de jeringas y los contenedores para el almacenamiento y decaimiento de los residuos sólidos contaminados tienen normalmente un espesor de 5cm de plomo. (fig. 2 y 3).

El servicio de medicina nuclear debe contar como mínimo con un cuarto donde se realizará la aplicación de material radiactivo (“inyectorio”) con baño contiguo y de uso exclusivo para el paciente con material radiactivo incorporado y además una sala para el equipo PET de uso exclusivo para la medición.



Figura 2. Pantalla de Fraccionamiento de plomo para Servicios de medicina nuclear PET



Figura 3. Portajeringas de plomo para F-18 FDG

Una vez realizada la evaluación del plano de la instalación la ARN dictamina si la misma está acorde a la normativa vigente y se procede a evaluar la documentación legal y técnica presentada por la institución.

Se informa a la institución que la misma cumple con los requerimientos establecidos en la norma de aplicación, luego la institución debe elaborar una memoria de cálculo en base a los isótopos, actividades máximas y cantidad de estudios a realizar anualmente.

Para facilitar la realización de la memoria de cálculo, la ARN elaboró una guía de requisitos mínimos necesarios para la evaluación del blindaje de las instalaciones de medicina nuclear que realizan diagnóstico por medio de PET y una guía de metodología de evaluación de una memoria de cálculo de un centro PET. Los ítems a presentar son los siguientes: a) Planos de la instalación escala 1:50 firmados por el responsable de la seguridad radiológica y por el representante legal de la institución, especificando espesor y material de todas las paredes de la instalación, cortes detallando las dimensiones y materiales utilizados en techo y piso, límites del predio perteneciente a la institución indicando además la ubicación y orientación del equipo PET, b) especificar los factores de ocupación de todos los sectores del servicio, especificar el radionucleido y la actividad máxima prevista estableciendo el número y tipo de estudio a realizar anualmente, el radionucleido y la actividad administrada al paciente para cada tipo de estudio, el tiempo de reposo del paciente para cada tipo de estudio, la ubicación de los pacientes en la sala de reposo y el tiempo de adquisición de imágenes para cada tipo de estudio. c) describir todas las operaciones, recepción, fraccionamiento, transporte dentro de la instalación, inyección, reposo del paciente, ubicación del paciente en el scanner, adquisición de imágenes, etc., indicando tiempos, blindajes, distancia y actividades involucradas en el manejo de los radionucleidos.

La ARN efectúa una evaluación independiente de la memoria de cálculo y una vez aprobada autoriza el inicio de la construcción de la instalación. Luego la ARN verifica que la instalación cuente con un profesional médico con permiso individual vigente y con propósito acorde al de la instalación, quien actuará como responsable por la seguridad radiológica de la misma y ante la ARN. Como responsable debe asegurar que la operación de la instalación se realizará con la presencia de la dotación mínima de personal, que implementará un sistema de calidad, que comunicará en forma fehaciente e inmediata la ocurrencia de eventos que afecten o puedan afectar la seguridad radiológica e investigará sus

causas y consecuencias, también deberá informar en forma inmediata su renuncia o ausencia temporaria como responsable.

En forma conjunta con el médico de la instalación debe trabajar el especialista físico en medicina nuclear cuya función es optimizar el empleo de los equipos y técnicas para que las dosis, a los fines del procedimiento resulten tan bajas como sea razonablemente alcanzable.

Cumplido todos los requisitos administrativos y técnicos el sector de inspectores de la ARN planifica la realización de una inspección regulatoria a la instalación. En la misma se verifica que la instalación coincida con la distribución aprobada, cuente con los equipos de medición necesarios para este tipo de práctica y posea los elementos de protección radiológica consignados en la memoria de cálculo. Se verifica que la instalación cuente en forma permanente con una fuente de Cs-137 de actividad acorde, para la verificación periódica del activímetro. El personal de la instalación debe contar con dosimetría de cuerpo entero y quien manipule y/o fraccione material radiactivo debe contar además con dosimetría de extremidades. Si la instalación PET cumple con todo lo necesario para asegurar que la operación de la instalación se lleve a cabo en condiciones adecuadas de protección radiológica y cumple con la normativa vigente, la ARN procederá a emitir una licencia de operación con vigencia de 5 (cinco) años. La frecuencia de inspección a estas instalaciones es cada dos años o cuando la ARN lo considere necesario.

RESULTADOS Y CONCLUSIONES

Siguiendo la metodología descrita en este trabajo, la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina ha llevado a cabo la emisión de licencias de operación para todos los servicios de medicina nuclear que cuentan con tecnología PET. También, se ha podido realizar el seguimiento de las condiciones de operación de las instalaciones y la verificación de que las prácticas se llevan a cabo en condiciones de protección radiológica acordes a la normativa vigente.

REFERENCIAS

[1] Fuente: INDEC, Censos Nacionales de población 2010, resultados provisionales.

[2] Norma AR 8.2.4 Uso de fuentes radiactivas no selladas en instalaciones de medicina nuclear.

Inflammatory Response in Radiation Induced Late Effects

Portas, M.; Dubner, D.; Taja, M.R.; Gallegos, C. and Michelin, S.

Presentado en: 13th International Congress on the International Radiation Protection Association.
Glasgow, Escocia, 13 al 18 de mayo de 2012

INFLAMMATORY RESPONSE IN RADIATION INDUCED LATE EFFECTS

Portas, M.¹; Dubner, D.²; Taja, M.R.²; Gallegos, C.² and Michelin, S.²

1. Burns Hospital of Buenos Aires
2. Nuclear Regulatory Authority

República Argentina

ABSTRACT

Late effects of radiation are generally irreversible and can have devastating effects on quality of life of people exposed either accidentally or during therapeutic radiation treatments. Although many etiologies have been suggested regarding these late toxicities, inflammatory parameters involved during the late phase are less known.

The aim of this study was to analyse the response of the immune system in the inflammatory reactions in patients with late skin injuries after radiotherapy or interventional fluoroscopy procedures. The expression of adhesion molecules ICAM1 and β 1-integrin on granulocytes and lymphocytes, as well as changes in subpopulations of T lymphocytes and the level of C-reactive protein, a well-studied inflammatory marker were evaluated.

The follow up of twenty five patients, out of 160 referred to Burn Hospital from 1997, that showed late cutaneous reactions graded according to the RTOG / EORTC system is reported here.

The analysis of adhesion molecules expression revealed a higher expression of β 1 Integrin on lymphocytes of Grade IV patients compared to non exposed controls. It was also noted a decrease in its expression values in the follow up of patients with good response to therapeutic treatment. This was paralleled by a tendency to a decrease in the T(CD4+) / T(CD8+) ratio of G4 patients with bad evolution compared to G4 patients with good evolution.

The parameters analysed, which require confirmation in a larger study, in combination with other inflammatory indicators, could be used as potential follow-up markers of the chronic radio-induced inflammation process just as its response to therapeutic treatments.

Key words: Radiation-induced late effects; Chronic inflammation, Immune response; Adhesion molecules.

1- INTRODUCTION

Up to now there are no established parameters for the follow-up of delayed radiation injuries [1].

Late toxicity is generally irreversible and can have devastating effects on quality of life of people exposed either accidentally or during therapeutic radiation treatments. They are the consequences of an imperfect tissue remodelling and of persistent radiation induced injuries [2].

Histologically, late manifestations of radiation damage include fibrosis, necrosis, atrophy and vascular lesions. Although many etiologies have been suggested regarding these late toxicities, chronic inflammation has been described as playing a key role.

The recruitment of leukocytes from circulating blood is decisive in the inflammatory reaction. All the steps in the recruitment cascade are orchestrated by cell-adhesion molecules (CAMs) on both leukocytes and endothelial cells, and different subsets of CAMs are responsible for different steps in extravasation. The involvement of CAMs in many inflammatory diseases has led them to be considered as targets for therapeutic interventions [3]. However the long term alterations of CAMs expression in irradiated tissues remain unclear.

Otherwise, a link between chronic low-level inflammatory responses and alterations in homeostasis of immunity are still demonstrable in the blood of A-bomb survivors. The most remarkable late effects of radiation were functional and quantitative abnormalities on T and B cells in survivors exposed to high doses [4].

The following study was conducted to examine the response of the immune system in the inflammatory reactions of patients with late skin injuries after radiotherapy (Rt) or interventional fluoroscopy procedures.

The expression of adhesion molecules ICAM1 and β 1-integrin on granulocytes and lymphocytes, as well as changes in subpopulations of T lymphocytes and the level of C-reactive protein, a well-studied inflammatory marker were evaluated.

2. MATERIALS AND METHODS

Patients

From 1997 to 2011 over 160 patients were referred to the Radiopathology Committee of Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires (Burn Hospital) for the diagnosis and therapy of Cutaneous Radiation Syndrome. The follow up of twenty one patients that showed late cutaneous reactions graded according to the RTOG / EORTC system is reported here.

Median age (ranges): 63 (49-79) years

Late effect was considered from three month after the radiation procedure.

The study was approved by the Research and Ethics Committee of Burn Hospital. Informed consent was obtained from all patients.

Sample Collection

A total of 3ml of blood was collected into EDTA venous blood collection tubes (Vacutainer, BD) and maintained at room temperature until processed within 24h.

Flow cytometry

The expression of adhesion molecules ICAM1 and β 1-integrin was measured by staining whole blood samples with a FITC-conjugated monoclonal antibody mouse anti-human ICAM1 (clone 15.2, Chemicon) and a FITC-conjugated monoclonal antibody mouse anti-human INTEGRIN beta1 CD29 (clone TDM29, Chemicon) respectively.

The assessment of T(CD3+), T(CD4+) and T(CD8+) lymphocyte subsets was performed by staining with Tri-Test CD4-CD8-CD3 Reagent (BD) on whole blood sample.

After erythrocyte lysis with Facs Lysing Solution (BD) the samples were analysed in a flow cytometer (BD FACSCalibur) using CellQuest Pro Software.

CRP assay

The level of CRP was measured on plasma samples with an immunoturbidimetric assay (Full Range CRP, RANDOX).

Statistical Analysis

Non-parametric analysis was carried out for groups comparison by Kruskal-Wallis test. Comparison of two groups was done by Mann-Whitney U test. Significance was considered a *p* value <0.05.

3. RESULTS

The distribution by etiology is representative of all patients referred to the Burn Hospital during the period 1997-2011 (Fig 1)

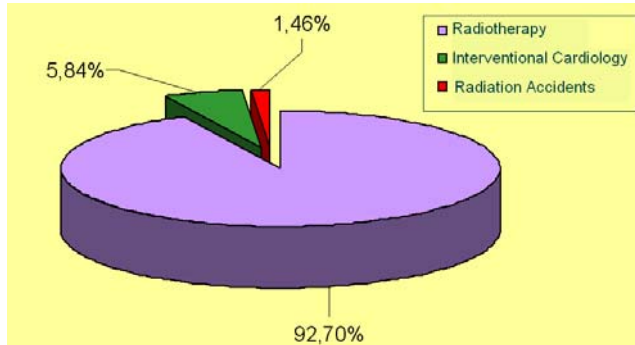


Fig 1. Distribution by etiology of patients treated at Burns Hospital, period 1997-2011, N= 160

Late toxicity was evaluated according to the use of the RTOG/EORTC Late Radiation Morbidity.

Tissue: skin

Grade 1: Skin slight atrophy; pigmentation change; some hair loss

Grade 2: Patch atrophy; moderate telangiectasia; total hair loss

Grade 3: Marked atrophy; gross telangiectasia

Grade 4: Ulceration

Patient cases



Patient A
Patient who underwent Rt for ovarian cancer during mid 70s. Cyclical evolution with exacerbation crisis from 2000 up to now

Patient B
Rt for Thymoma in 1984. The patient presents at Burns Hospital in 2010 complaining from back pain and later ulceration since 2008.

Patient C
Rt for Angioma forty years ago. Ulcer recurrence over time

Patient D
Radiation injury following interventional cardiology procedure reported as difficult, requiring prolonged duration of fluoroscopy.

CAMs analysis

The analysis of adhesion molecules expression revealed a higher expression of $\beta 1$ Integrin on gated lymphocytes of Grade IV patients compared to non exposed controls (Fig 2). It was also noted a decrease in its expression value in the follow up of patients with good response to therapeutic treatment (Fig 3). There were no significant changes in the expression of ICAM 1 neither lymphocytes nor granulocytes.

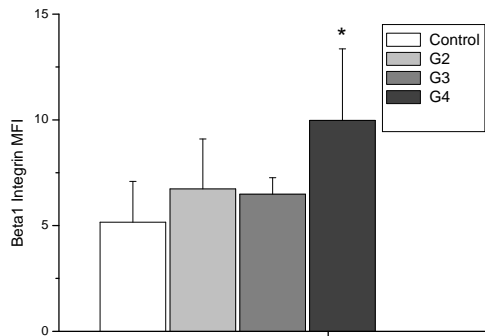


Fig 2. $\beta 1$ Integrin as Mean Fluorescence Index (MFI) on gated lymphocytes of patients graded according to RTOG/EORTC System. * $p < 0.05$ compared to control

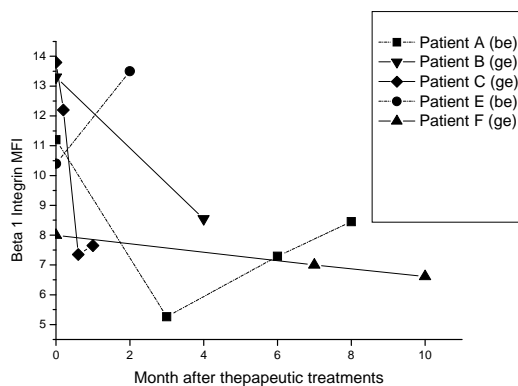


Fig 3. Changes in $\beta 1$ Integrin expression on gated lymphocytes of some patients as response to medical treatment.
be: bad evolution
ge: good evolution

T lymphocytes subsets

Three-color immunofluorescence flow cytometry of lymphocyte subsets did not show significant differences in the T(CD4+) / T(CD8+) ratio among the groups, including the control one. A distortion in the frequency of thymic precursors CD4-CD8- (Double negative DN) and CD4+CD8+ (Double positive DP) in peripheral blood was observed in G4 patients (Fig 4).

C-reactive protein

The level of C Reactive Protein (CRP), a widely used inflammatory marker, showed higher values in patients in acute phase ($52.1 \pm 47.4 \text{ mg/L}^*$) and patients with late toxicity but in exacerbation crisis ($13.5 \pm 5.3 \text{ mg/L}^*$) with respect to patients with late radiation injury ($1.9 \pm 1.4 \text{ mg/L}$). * $p < 0.01$.

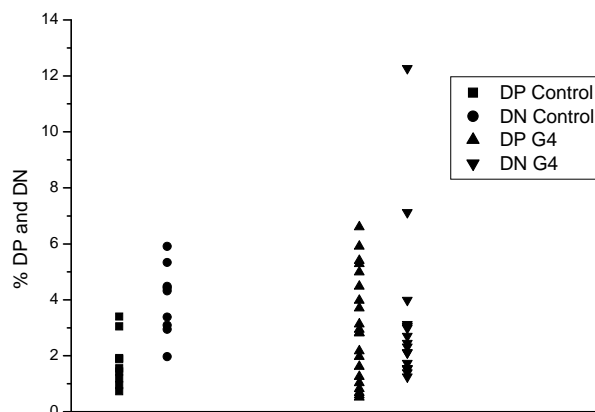


Fig 4. Percentage of Double Positive and Double Negative thymic precursors in G4 patients and control sample

DISCUSSION

Scientific evidences are supporting the view that leukocyte and endothelial cell-associated CAMs play a critical role in the vascular dysfunction and tissue injury associated with a wide variety of inflammatory diseases. The coordinated recruitment of leukocytes to sites of inflammation is largely governed by the time-course and magnitude of CAMs expression.

The $\beta 1$ Integrin is the major integrin expressed on resting T and B lymphocytes whereas ICAM1 mediates both lymphocyte and monocyte adhesion but its expression is regulated on endothelial cells [5].

We noted increased $\beta 1$ Integrin expression on gated lymphocytes of patients that showed late cutaneous reactions graded 4 according to the RTOG / EORTC system and it had good correlation with the patient evolution. This findings differ from a previous study [1] in two affected individuals, six years after a radiation accident, that revealed elevated levels of ICAM1 and $\beta 1$ Integrin on gated granulocytes. The main effectors of the adaptive cellular immune response are CD4+ and CD8+ T cells. We have not found significant changes in the ratio of the percentage of CD4+ and CD8+ T cells. Although a tendency to a decrease was observed in the G4 group of patients compared to controls. These cells derive from precursors migrating from the bone marrow to the thymus where single positive CD4 or CD8 naive T cells are selected in a maturation process. A small proportion of circulating CD4+CD8+ (Double positive DP) or CD4-CD8- (Double negative DN) cells, representing immature T cells escaping from the thymus, has been described in humans.[6,7]. Previous evidence has suggested that their frequency in blood can increase during several inflammatory disorders. The DP phenotype has been associated with high level of IL-4 production and enhanced extracellular matrix deposition by fibroblast [8].

Our data show a tendency to higher values of both, DP and DN T cells on G4 graded patients compared with control donors. This suggests a disturbance in the T-Cell homeostasis although the role played in the radiation induced damage is still largely unknown.

5. CONCLUSIONS

The present findings show that the parameters analysed, which require confirmation in a larger study, in combination with other inflammatory indicators could be used as potential follow-up markers of the chronic radio-induced inflammation process just as its response to therapeutic treatments.

6. REFERENCES

1. Scherthan, H; Abend, M.; Müller, K. et ál. (2007) *Rad Res* 67:615
2. Gallet, P.; Bé rengère, P.; Merlin, J.L. et ál. (2011) *PLos ONE* Vol 6 Issue12 e29399
3. Ulbricht H., Eriksson E. Lindbom L. (2003) *Trends Pharmacol Sci* 24:640
4. UNSCEAR 2006 Report. Volume II. Annex D. United Nations Publication
5. Krieglstein, C.F.; Granger, D.N. (2001) *Am J Hyp* 14:445
6. Chen, W.; Ford, M.; Young, K. et ál.(2004) *Cell Mol Immunol* 1:328
7. Nascimberti, M.; Pol, S.; Saunier, B. (2011) *PlosONE* Vol6 Issue 5 e20145
8. Parel, Y.; Aurrand-Lions, M.; Scheja, A. et ál. (2007) *Arthritis Rheum* 56:3459

Biodosimetric Response to Radiation Emergencies: Accidental Exposures in Latin America – Examples of Recent Response under IAEA-RANET System

Di Giorgio, M.; Radl, A.; Taja, M.R.; Bubniak, R. and Deminge, M.

Biodosimetric Response to Radiation Emergencies: Accidental Exposures in Latin America- Examples of Recent Response under IAEA-RANET System

Di Giorgio, M (1).; Radl A. (1); Taja, M. R. (1); Bubniak, R. (1); Deminge, M.(1);
(1) Laboratorio Dosimetría Biológica, Autoridad Regulatoria Nuclear

ARGENTINA

Abstract

Radiation accidents are rare and have a very low reproducibility rate. Each accident can be considered as a unique event with its own characteristics, thus do not permit to derive a generalized biomedical approach and management. Victims of radiological accidents require prompt diagnosis and treatment of medical and surgical conditions as well as conditions related to radiation exposure and or radioactive contamination. Regarding medical care of overexposed victims, improvements in diagnosis and treatment have been made in the last years. Additionally, dosimetry evaluation has acquired a new role to guide medical treatment. Dose assessment is performed not only early post-exposure by physical dosimetry calculation (scenario reconstruction) but also from evaluation of serial blood counts with differential and the medical history (timing and severity of prodromal signs and symptoms). A medically significant dose should be subsequently confirmed or discarded by chromosome aberration assay, the current gold standard for biodosimetry.

The IAEA Response and Assistance Network (RANET), which supports practical implementation of the Assistance Convention, is a system of Competent Authorities capable and willing to provide, upon request, specialized assistance, in principal, on a regional basis to nuclear accidents or radiological emergencies, timely and effectively. The biological dosimetry laboratory of the Argentinean Nuclear Regulatory Authority (ARN) joined the RANET system on September 2008.

The objective of the present work is to give an overview of two assistances on biological dosimetry, performed by the ARN biological dosimetry laboratory in the Latin American Region under the IAEA-RANET mechanism (2009-2010).

Key words: *radiation accidents, biodosimetry, response assistance.*

INTRODUCTION

A radiation accident is an unintended or unexpected event occurring with a radiation source or during a practice involving ionizing radiation (IR), which may result in significant human exposure and or material damage [1; 2].

An assortment of exposures due to radiation accidents has been published by the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation [3].

On the basis of current literature as well as of credible non-official reports, it may be assessed that during the last 60 years at least 600 events caused significant radiation exposures of about 6000 individuals, about 70 serious accidents resulted in one or more death each and a total of 200 lethal issues were due to acute radiation syndrome (ARS) [4].

It has been observed that victims of accidental overexposures show better chance of survival if they receive medical treatment early. For this reason this exposures require a quick estimate dosimetry in order to provide the medical data necessary for selecting the most appropriate treatment. The Biological Dosimetry (BD) has become a routine test to estimate the dose supplementing physical and clinical dosimetry, therefore constitutes an essential support for National Programs on Radiation Protection and Radiological Emergency Response.

The IAEA Response and Assistance Network (RANET) [5] is a system of Competent Authorities capable and willing to provide, upon request, specialized assistance by appropriately trained, equipped and qualified personnel with ability to respond timely and effectively to

nuclear accidents or radiological emergencies and other nuclear or radiological events. Parties to Assistance Convention [6] have undertaken to cooperate among themselves and with IAEA to facilitate prompt provision of assistance in case of a nuclear accident or radiological emergency, in order to mitigate its consequences. Secretariat, as part of IAEA's strategy for supporting practical implementation of Assistance Convention, established in 2000 a global Response and Assistance Network (RANET) of teams suitably qualified to respond rapidly and, in principal, on a regional basis, to nuclear or radiological emergencies.

In this frame the Biological Dosimetry Laboratory of the Argentinean Nuclear Regulatory Authority (ARN) joined this system in September 2008 to determine whole/partial body dose using the dicentric and/or micronucleus assays in peripheral blood lymphocytes and other cytogenetic techniques in case of radiological accident.

The aim of this paper is to describe two assistances on BD, carried out by the ARN Biological Dosimetry Laboratory in the Latin American Region under IAEA RANET system, during the period 2009-2010.

DEVELOPMENT

1. RANET

1.1. Objectives, concepts and scope.

The aim of RANET is to facilitate:

- The provision of requested international assistance;
- The harmonization of emergency assistance capabilities;
- The relevant exchange of information and feedback of experience.

In addition, RANET complements other IAEA initiatives to promote emergency preparedness and response among its Member States.

The concept of RANET is to provide a compatible and integrated system for the provision of international assistance to minimize the actual or potential radiological consequences of an incident or emergency for health, environment and property. RANET also facilitates response to specific requests for assistance in accordance with the Assistance Convention and furthermore, applies to nuclear and radiological incidents. On the other hand, it does not affect the co-operation arrangements defined in any bilateral and/or multilateral agreements between States.

Referring to the scope, RANET is a network for providing assistance in accordance with a request under the Assistance Convention. RANET is applicable for:

- Nuclear accidents or radiological emergencies¹ in the context of the Early Notification and Assistance Conventions,
- Nuclear or radiological incidents,²
- Radiological consequences that exceed a State's response capabilities.

RANET is not a network for preparedness, except as defined in the Assistance Convention Article 5b.

¹Related to any nuclear reactor wherever it is located; any nuclear fuel cycle facility; any radioactive waste management facility; the transport and storage of nuclear fuels or radioactive wastes; the manufacture, use, storage, disposal and transport of radioisotopes for agricultural, industrial, medical and related scientific and research purposes; and the use of radioisotopes for power generation in space objects.

²For example, involving loss, unauthorized removal, misuse or abuse of radioactive/nuclear material; involving health effects and provision of medical care; involving spill or spread of radioactive material.

1.2. Response Activities

- To assess radiological situation
- Predict possible evolution
- Provide technical advice
- Initiate stabilization activities, including where appropriate source recovery
- To provide medical advice/consultation, medical assistance or advice on public health
- Provide laboratory analysis, modelling and prognosis

1.2.1 National Assistance Capabilities (NAC)

National Assistance Capabilities (NAC) consist of qualified experts, equipment and materials that can be activated to provide assistance either by deployment to the event scene: Field Assistance Team (FAT) or from an External Based Support(EBS) such as assisting State offices, laboratories or other locations. Also are divided into functional areas:

- 1 Source Search and Recovery (SSR),
- 2 Radiation Survey (RS),
- 3 Environmental Sampling and Analysis (ESA),
- 4 Assessment and Advice (AA),
- 5 Decontamination (DE),
- 6 Medical Support (MS), and
- 7 Dose Assessment (DA).

Each functional area is further divided into specific assistance capabilities. For each capability the following specifications are given: functions, expertise, resources and products (expected results).

Biological Dosimetry is part of Dose Assessment (DA) functional area and represents the Cytogenetics-based biodosimetry (DA-1) specific assistance capability.

The Biological Dosimetry Laboratory of the ARN applied for registration to RANET through the Argentinean National Competent Authority (NCA) via Ministry of Foreign Affairs and the Permanent Mission to the IAEA. An advanced copy of registration was sent to IAEA Incident and Emergency Centre. The Argentinean Laboratory joined RANET System in September 2008 for both, FAT and EBS forms, integrating the RANET Biodosimetry Network.

At present, this network is constituted by the following countries:

- Argentina (FAT/EBS)
- Czech Republic (FAT/EBS)
- Finland (EBS)
- France (EBS)
- Hungary (EBS)
- Japan (EBS)
- Russian Federation (EBS)
- Slovenia (FAT)
- Turkey (EBS)
- USA (FAT/EBS)

One of the strength of the Biodosimetry International Network is its articulation with regional biodosimetry networks. In our case, allows the activation of the Biological Dosimetry Latin American Network, if necessary.

1.3. Concept of operation

When an incident or emergency occurs, a State may, in accordance with provisions of the Assistance Convention, request assistance from the IAEA.

Upon receiving an official assistance request, the IAEA through its Incident and Emergency Centre (IEC) becomes the focal point for the facilitation and coordination of international assistance. The IEC assesses the request and provides initial advice to the requesting State. The IEC may deploy a Field Assistance Team (Assistance Mission) to perform an initial evaluation of the situation and to recommend whether activation of additional RANET capabilities is necessary. RANET response will be then tailored to the specific situation.

If the activation of NAC resources is recommended, the IEC will alert the appropriate National Warning Point(s) and request coordination with appropriate Competent Authorities/NAC Coordinator(s)³. The NAC Coordinator(s) will inform the IEC regarding the availability of their resources for assistance and, if required, the resources will be placed on standby. This concept is outlined in Figure 1.

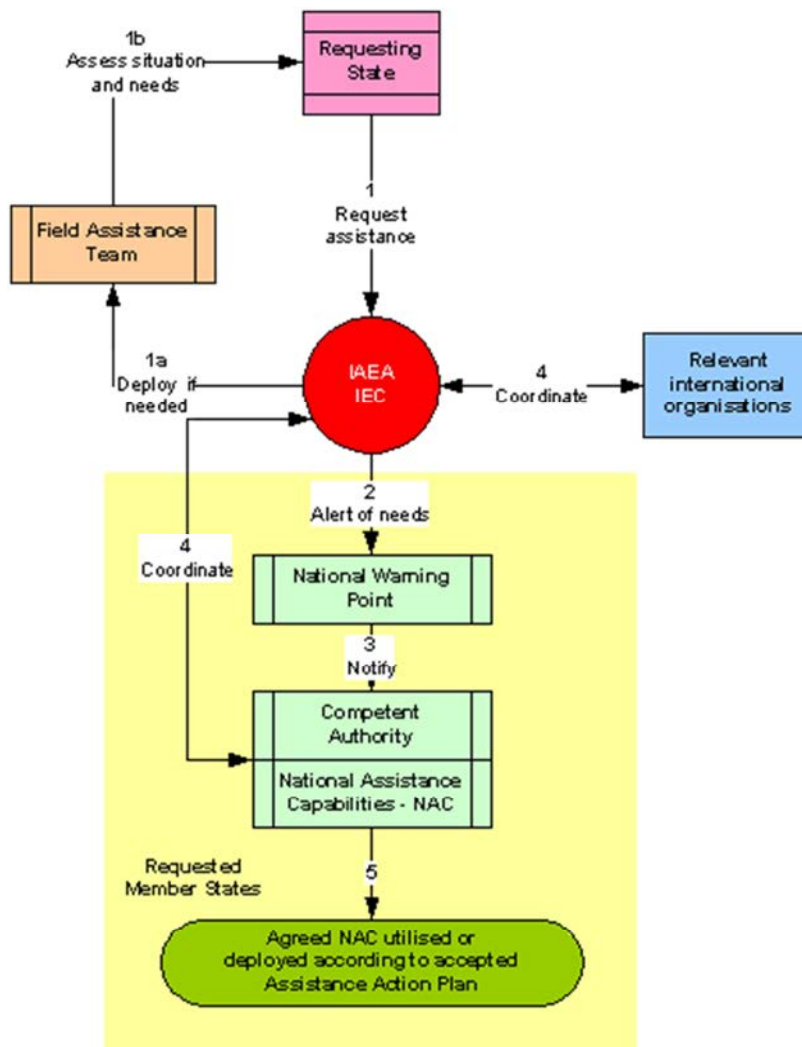


Figure 1. Outline of the RANET concept.

³A NAC Coordinator as appointed by the State or international organization is the IAEA's Incident and Emergency Centre's (IEC) single official RANET contact in case assistance is requested.

2. Accidental Exposures

According to Chambrette, [7], more than 50% of the severe accidents occurred in industrial facilities, 1/5 in the research field, 1/8 in nuclear power civilian applications, 1/10 in medicine, and 1/20 in military facilities/ tests. A review of published information [8; 9] shows that the main victims of accidents involving industrial radiography were members of the public and workers who were not associated with the use of the source. While accidents in industrial facilities often cause one victim only, in the case of industrial gamma radiography several individuals could be involved. In spite of the effort devoted to radiation protection measures and the requirement of fully qualified staff for the use of these equipment, this kind of events have high rate of occurrence, e.g., accidents in Peru, 1999 [9], Chile, 2005 [10], Senegal, 2006 [11], Ecuador, 2009 and Venezuela, 2010 (in press). The Classification applied for the radiation accidents described in this paper, is based on the management difficulties, which depend on the way accidents come to light, their extent, and the medical and/or public health problems they present, etc. This approach allows a clear distinction between accidents that do not present any special problems, those that are difficult to handle and those that bring major resources into play. Sub-categories include the accidents that are diagnosed from their initiation, those that are discovered later, and those that are kept secret for military or political reasons [12].

Categories:

1. Easy to manage (few victims)
2. Difficult to manage (technically or medically)
3. Catastrophic (health and environmental consequences)

Sub-categories include:

- immediate recognition
- delayed recognition
- secret (military/political)

For both radiation accidents that occurred in the Latin American Region, Biological Dosimetry assistance was requested by the IAEA IEC under the Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency, in the frame of the IAEA RANET system.

The transport of blood sample from the countries where the accident occurred was carried out under national and international regulations, for safe and expeditious international transport of samples subjected to biological dosimetry assessment.

3. Overview of recent responses under IAEA RANET system (2009-2010): lessons learned from application of biodosimetry

During 2009-2010 two accidents in the industrial gamma radiography area happened in the Latin America Region which resulted in requests for assistance under the Assistance Convention. A summary of both accidents are described in the following table (Table 1)

Latin America 2009	Latin America 2010
Difficult to manage- immediate recognition	Easy to manage- immediate recognition
Ir-192 0.59 TBq (16 Ci)	Ir-192 2.40 TBq (64.95 Ci)
Localized Dose (left thigh), CRS grade IV Physical dose reconstruction	Localized Dose (both hands), CRS grade III-IV Physical dose reconstruction
Whole body dose: 0.72 Gy (dicentric assay)- INHOMOGENEOUS	Whole body dose: 0.64 Gy (dicentric assay)- INHOMOGENEOUS
Therapeutic approach: to act before severe toxicity appears (necrosis)	Therapeutic approach: to act before severe toxicity appears (necrosis)
Early lesion excision (20 Gyisodose) Regenerative medicine (including mesenchymal cells)	Regenerative medicine (including mesenchymal cells)

Table 1: Summary of both accidents happened in Latin America Region

3.1. Latin America-2009

According to Nénot classification, this accident could be interpreted as “Difficult to manage-immediate recognition”. In spite of awareness of the event, unequivocal identification of the victim and the possible access to available logistical resources, medical discrepancies occurred in the fields of diagnosis and treatment.

Cytogenetics-based biodosimetry (DA-1) specific assistance capability was requested by Ecuador under the Convention on Assistance, through the IAEA IEC, and in the frame of Argentina’s laboratory participation in the IAEA RANET system.

Such assistance was requested to the Biological dosimetry laboratory of the Nuclear Regulatory Authority (ARN) on 15 April 2009 through the National Warning Point (ARN’s Emergency Control Center) for the following reasons: a radiological accident occurred in Ecuador, on 12 April 2009, when a cleaning worker found an Ir-192 source (16 Ci) and put it into his left apron pocket for a period between 30 minutes and 1.5 hours, when he started to feel hot.

Figure 2 shows the initial status of the left thigh of the patient with a flyctena and an intermediate stage where a fasciotomy was performed by the local physicians before the arrival of IAEA mission.



Figure 2. Initial status of the left thigh of the patient with a flyctena and an intermediate stage where a fasciotomy.

Results of biological dosimetry obtained were based on interpretation from a standard dose-response curve for Iridium-192 (12.8 R/min), $(\alpha \pm ES) \text{ Gy}^{-1} = 0.0318 \pm 0.0180$; $(\beta \pm ES) \text{ Gy}^{-2} = 0.0609 \pm 0.0072$ [13].

An inhomogeneous distribution of dose within the body is observed, Papworth u test = 7.02 (values higher than 1.96 indicate overdispersion, do not fit Poisson distribution, and thus, inhomogeneity) which is consistent with the scenario of overexposure. The mean dose in the irradiated fraction of the body, applying Qdr simplified model [14], is 2.63 Gy with 95% confidence limits [1.89 ; 3.21] Gy. The irradiated fraction of the body is 25% and the p fraction of irradiated cells, which survived and reached metaphase is $p = 0.38$. Estimated dose in the irradiated fraction of the body it is not consistent with clinical dosimetry (the appearance of a blister 24 hours post-exposure) indicating a underestimation of the localized dose. Nevertheless, the p value reveal that the 62% of the irradiated cells did not reach metaphase, mainly due to mitotic delay and apoptotic death, that may lead to a preferential elimination of damaged cells, which could explain such underestimation (Table 2)

Scored metaphases	N° dicentric + centric rings	Dicentric frequency	Mean whole body dose [95% CI] Gy	Qdr - Mean dose [95% CI] Gy	Qdr - irradiated body fraction
500	28	0.056	0.72 [0.38 – 0.97]	2.63 [1.89 – 3.21]	25%

Table 2. Results of biological dosimetry obtained based on a standard dose-response curve for ^{192}Ir (12.8 R/min), $(\alpha \pm SE) \text{ Gy}^{-1} = 0.0318 \pm 0.0180$; $(\beta \pm SE) \text{ Gy}^{-2} = 0.0609 \pm 0.0072$

Was also studied the presence of DNA damage in mature spermatozoa trough the evaluation of chromatin packaging in mature spermatozoa, applying the technique of Chormomicyn A3 (CMA3) staining under epi-fluorescence microscope.

Results: The level of CMA3 stainability was evaluated in 1124 spermatozoa, showing 11.12% CMA3 positive staining and 88.88% CMA3 negative.

In vivo fecundity decreases progressively when more than 30% of the spermatozoa are identified as having DNA damage (CMA3-positive cells, defective chromatin packaging).

3.2. Latin America-2010

This accident could be interpreted as “Easy to manage - immediate recognition” according to Nénot classification, because the number of the victims was limited (three) and the lesions of the victim enter in the classical frame of conventional medicine, and possible access to available logistical resources.

Just as in the previous example, Cytogenetics-based biodosimetry (DA-1) specific assistance capability was requested by Venezuela under the Convention on Assistance through the IAEA IEC, and in the frame of Argentina’s laboratory participation in the IAEA RANET system.

This assistance was requested on 18 June 2010 for the following reasons: a radiological accident with an Ir-192 source (64.95 Ci) used for non-destructive testing of gas pipes. Three workers resulted injured, presenting different level of localized damage in their hands - Cutaneous Radiation Syndrome (CRS) grade III to IV (Figure 3).



Figure 3. CRS in patient 1, 12 days post exposure and 18 days post exposure

Dose Assessment Results: Whole body mean dose and 95% confidence levels were determined based on interpolation from a standard doses-response curve for ^{192}Ir (12.8R/min), with coefficients: $(\alpha \pm \text{ES}) \text{Gy}^{-1} = 0.0318 \pm 0.0180$; $(\beta \pm \text{ES}) \text{Gy}^{-2} = 0.0609 \pm 0.0072$ [13] (Table 3).

Patient	Nº of metaphases	Nº of dicentrics + centric rings	Frequency	Mean dose, 95% confidence limits [Gy]	Papworth <i>u</i> test
1	511	22	0,043	0,62 [0,28 ; 0,85]	66,15
2	507	5	0,01	0,20 [0,00 ; 0,37]	-0,16
3	518	3	0,006	0.12 [0.00 ; 0.27]	-0,09

Table 3: Summary of results of biological dosimetry for three patients.

Dose estimation in the irradiated volume of the body for patient 1, who presented inhomogeneous distribution of the dose in the body: the mean dose in the irradiated fraction of the body, applying Qdr simplified model [14], was 4.48 Gy with 95% confidence limits [3.39 ; 5.36] Gy. The irradiated fraction of the body was 14.6% and the p fraction of irradiated cells,

which survived and reached metaphase was $p = 0.19$. Estimated dose in the irradiated fraction of the body was not consistent with clinical dosimetry (the appearance of blisters in both hands and ulterior necrosis) indicating a underestimation of the localized dose. Nevertheless, the p value reveal that the 81% of the irradiated cells did not reach metaphase, mainly due to mitotic delay and apoptotic death, that may lead to a preferential elimination of damaged cells, which could explain such underestimation.

DISCUSSION

Radiation induced effects are various and dependent on: the absorbed dose level (degree of severity), the exposed volume size (whole/partial/localized body exposure), the distribution of the dose in the body, the irradiated organs and tissues, and radiation quality.

Victims of radiological accidents require prompt diagnosis and treatment, which include an assessment of medical status as well as radiation exposure and/or radioactive contamination conditions.

Dosimetry evaluation has acquired a new role to guide medical treatment. Dose assessment is performed not only early post-exposure by physical dosimetry calculation (scenario reconstruction) but also from evaluation of serial blood counts with differential and the medical history (timing and severity of prodromal signs and symptoms). A medically significant dose should be subsequently confirmed or discarded by chromosome aberration assay, the current gold standard for biodosimetry and other physical and biophysical techniques.

The major disadvantage of biological dosimetry assessment is that it is time consuming, particularly in the scoring process. In addition, skilled operators are required, limiting the scoring process to a few persons in specialized laboratories around the world. For this reason, dicentric scoring may be critical in a mass casualty event when the capability of the local laboratory is exceeded. This latent situation has stimulated the biological dosimetry laboratories to develop tools that would help to estimate the dose under such circumstances. Three approaches are currently recommended: the triage scoring, the use of dedicated software for metaphase localization and capture, and the mutual assistance working in networks.

The described assistances carried out by the ARN Biological Dosimetry Laboratory in the Latin American Region under the IAEA RANET System, during the period 2009-2010 show the importance of integrating international networks to provide assistance to other countries that do not have biological dosimetry laboratories or when the capacity of the countries own laboratory capabilities is exceeded.

Preparedness for such networking assistance will contribute to the enlargement and updating of the networks capability and efficiency in emergency biomedical response.

Acknowledgements

This work has been carried out as part of the participation of the Autoridad Regulatoria Nuclear of Argentina in the Response and Assistance Network (RANET) helping to strengthen the global system for the provision of international assistance in a nuclear or radiological emergency.

REFERENCES

1. IAEA, WHO. Planning the Medical Response to Radiological Accidents. Safety Report Series N° 4. Vienna: International Atomic Energy Agency; 1998.
2. IAEA. Generic Procedures for Monitoring in Nuclear or Radiological Emergency. IAEA- TECDOC-1092. Vienna: International Atomic Energy Agency, Vienna; 1999a.
3. UNSCEAR. Exposures from radiation accidents. United Nations Scientific Committee on Effects of Atomic Radiation. New York: United Nations; 2007.
4. Nénot J C, Gourmelon P. Les accidents dus aux rayonnements ionisants: Le bilan sur un demi-siècle. Rapport IRSN-2007-FR. Fontenay-aux-Roses: Institut de Radioprotection et de Sureté Nucléaire; 2007.
5. IAEA. EPR–RANET (2010) Response and Assistance Network. International Atomic Energy Agency, Vienna; 2010.
6. IAEA. Convention on Early Notification of a Nuclear Accident and Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency, Legal Series No. 14, International Atomic Energy Agency, Vienna (1987).
7. IAEA. Lessons learned from accidents in industrial radiography. Safety Report Series N° 7. Vienna: International Atomic Energy Agency; 1999 b.
8. Chambrette V, Hardy S, Nénot J C. Les accidents d'irradiation. Mise en place d'une base de données " ACCIRAD " à l'IPSN. Radioprotection. 2001; 36:477-510.
9. IAEA. The Radiological accident in Yanango. Vienna: International Atomic Energy Agency; 2000.
10. IAEA. The Radiological accident in Nueva Aldea. Vienna: International Atomic Energy Agency; 2009.
11. Gourmelon P, Benderitter M, Bertho J M., Huet C, Gorin, N C, De Revel P. European consensus on the medical management of acute radiation syndrome and analysis of the radiation accidents in Belgium and Senegal. Health Physics. 2010;98: 825-32.
12. Nénot JC. Radiation accidents over the last 60 years. J. Radiol. Prot. 2009; 29:301-20.
13. Littlefield, L.G., Joiner, E.E., DuFrain, R.J. et al., Cytogenetic Dose Estimates from in vivo Samples from Persons Involved in Real or Suspected Radiation Exposures, The Medical Basis for Radiation Accidents Preparedness, Elsevier North-Holland, Inc., (1980) 375-390.
14. Sasaki, M.S., Miyata, H., Biological Dosimetry in Atom Bomb Survivors, Nature (London) 220 (1968) 1189-1193.

Contribution of the Biological Dosimetry for Treatment Decisions in Patients with Differentiated Thyroid Carcinoma (DTC) under Radioiodine-131 Therapy

Fadel, A.; Chebel, G.; Di Giorgio, M.; Radl, A.; Taja, M.R.;
Bubniak, R.; Deminge, M. and Oneto, A.

Contribution of the Biological Dosimetry for Treatment Decisions in Patients with Differentiated Thyroid Carcinoma (DTC) under Radioiodine-131 Therapy

¹Fadel, A.; ¹Chebel, G.; ²Di Giorgio, M.; ²Radl A.; ²Taja, M. R.; ²Bubniak, R.; ²Deminge, M.;
³Oneto, A.

(1) Endocrinology Division, General de Agudos Dr. Carlos Durand Hospital- Buenos Aires, Argentina

(2) Biological Dosimetry Laboratory, Nuclear Regulatory Authority- Buenos Aires, Argentina

(3) TCba, Salguero Laboratory- Buenos Aires, Argentina

Abstract

Radioiodine-131 therapy is applied in patients with DTC, within the therapeutic scheme following thyroidectomy, for the ablation of thyroid remnants and treatment of metastatic disease. Several approaches for the selection of a therapeutic dose were used. The objective of this work is to estimate the absorbed dose to the whole body and bone marrow, due to the therapeutic administration of ¹³¹I in patients with DTC, by applying cytogenetic techniques, which include the evaluation of dose distribution in the body, for treatment decisions.

Thirty three DTC patients (Pt) treated with total thyroidectomy, followed by ¹³¹I therapy, with cumulative activities from medium to high (exceeding 37.0 GBq) and persistent/recurrent disease, were assessed.

A prospective clinical follow-up was conducted, and was correlated with cytogenetic, hematological and endocrinology data. For the cytogenetic studies, blood samples were obtained before each patient treatment and on day 8 after the administration of ¹³¹I. Cytogenetic methods were applied to quantify chromosome aberrations for dose assessment.

The results of this work show that the biological dosimetry have contributed to optimize the ¹³¹I therapeutic administration in 5 out of the 33 patients evaluated with cumulative activities higher than 1000 mCi, and to decide the application of a complementary surgery in one case. For the remainder, the routine treatment protocol was applied as the biodosimetry confirmed that this further ¹³¹I administration would result in a low risk of reaching the myelotoxicity threshold (2Gy). The assessment of dose distribution in the body was conducted to evaluate consistency with the clinical status. Patients with inhomogeneous distribution correlated with the presence of metastasis. From a clinical point of view, the biodosimetry conducted on samples from Pt with previous treatments, before a new therapeutic administration, could allow the cytogenetic status assessment (radiation damage and repair capacity) to become a warning signal for reducing potential hematological complications.

Key words: differentiated thyroid carcinoma, biological dosimetry, hematological complications, serum thyroglobulin

1- Introduction

Thyroid cancer is the most common endocrine malignancy. More than 90% of primary thyroid cancers are differentiated papillary or follicular types. Radioiodine-131 therapy is applied in patients with DTC, within the therapeutic scheme following thyroidectomy, for the ablation of thyroid remnants and treatment of metastatic disease [1]. Several approaches for the selection of a therapeutic dose were applied. The aim of this therapy is to achieve a lethal dose in the tumor tissue, without exceeding the dose of tolerance in healthy tissues (doses greater than 2 Gy in bone marrow could lead to myelotoxicity). In this work, the treatment protocol used incorporates the assessment by biological dosimetry (BD) for estimating doses to whole body and bone marrow, to tailor patient's treatment.

The objective of the present work is to estimate the absorbed dose to the whole body and bone marrow, due to the therapeutic administration of ¹³¹I in patients with DTC, by applying cytogenetic techniques, which include the evaluation of dose distribution in the body, for treatment decisions.

2. Materials and Methods

Patients

Thirty three patients with differentiated thyroid cancer from Carlos Durand Hospital, treated with total thyroidectomy, followed by ¹³¹I and levothyroxine therapy, were included in the present study. The study was approved by the Research and Ethics Committee of the Hospital. Signed informed consents (Helsinki II declaration) were included in the study protocol of each treated patient.

The criteria for the inclusion of patients involve:

1. cumulative activities: range 1.85 GBq (50 mCi) to 85.1 GBq (2300 mCi),
2. persistent/recurrent disease that would require the administration of new therapeutic doses
3. hematological complications.

Patients with partial thyroidectomy and with recent chemotherapy treatments were excluded.

A prospective clinical follow-up was conducted, and was correlated with cytogenetic, hematological and endocrinology (serum thyroglobulin) data.

Sample Collection

A total of 3ml of blood was collected into lithium heparin venous blood collection tubes (Vacutainer, BD), transported with refrigerant gels and maintained at about 4 °C, until processed within 24 h.

Medical Treatment: Thyroidectomy is usually followed by radioiodine treatment to remove any remnant of normal thyroid tissue and microscopic residues of malignant tissue. Prior to radioiodine remnant ablation, serum thyroid stimulating hormone (TSH) elevation is necessary to promote uptake of radioiodine by thyroid cells or thyroid cancer cells. Elevation of TSH is achieved by withholding of synthetic thyroid hormone medication after thyroidectomy, with subsequent rise of endogenous pituitary TSH. After remnant ablation, patients are placed on synthetic thyroid hormone supplements to replace endogenous hormone and to suppress serum levels of TSH in order to avoid TSH-stimulated tumor growth [2,3].

Thereafter, patients are followed for the presence of remnants, or of residual or recurrent cancer, by thyroglobulin (Tg) testing, usually with radioiodine imaging. This follow-up testing is most effective when conducted under TSH stimulation, achieved by thyroid hormone withdrawal. Thyroid hormone withdrawal results in hypothyroidism with subsequent elevation of endogenous pituitary TSH [1,3].

Endocrinology data: All Tg testing was performed in a central laboratory using a radioimmunoassay (RIA) with a functional sensitivity of 2.5 ng/mL. As Tg antibodies may confound the Tg assay and render Tg levels uninterpretable, patients were further evaluated for Tg antibodies.

Biological Dosimetry: a prospective study on the decline of unstable chromosome aberrations was conducted, considering the damage induced by each therapeutic administered activity and its respective recovery before a new required administration. For the cytogenetic studies, a blood sample was obtained before each patient treatment and another was obtained on day 8 after the administration of ¹³¹I. Cytogenetic methods (dicentric) were applied to quantify chromosome aberrations [4,5,6], which were referred to a dose-response curve for dose assessment.

3. Results

Data on Table 1. and their correlation with clinical follow-up indicate:

- Thyroglobulin values showed correlation with recurrent or persistent disease.
- The cytogenetic method applied resulted sensitive and specific for the identification of radiation treatment, as it is shown in patient 30 that did not present cytogenetic damage (zero dose) previously to ¹³¹I internal radiotherapy and exhibited cytogenetic damage (whole body dose of 0.451 Gy) after the therapeutic administered activity.
- The risk of recurrent/persistent disease and the need for the administration of reiterative doses, generate the requirement of bone marrow status knowledge. The results of this work show that BD assessment contributed to optimize the ¹³¹I therapeutic administration in 5 out of the 33 patients evaluated with cumulative dose higher than 1000 mCi, and to decide the application of a complementary surgery in one case.
- For the remainder, the routine treatment protocol was applied as the doses estimated by BD confirmed that this further ¹³¹I administration would result in a low risk of reaching the myelotoxicity threshold (2Gy).

Patient	¹³¹ I Cumulative Activity [mCi]	Last Administrated Activity (AA) [mCi]	Tg (stimulated TSH) [ng/ml]	¹ Mean Dose [Gy]	² Cytogenetic status [Gy]	Hematological Complications	Bone Metastases
1	1050	300	1180	1.302	0.366	x	no
2	1200	300	223	2.210	-	no	no
3	800	300	7.2	1.322	-	no	no
4	1050	300	47.3	0.839	0.687	no	no
5	1350	300	118	1.544	0.721	no	no
6	2000	300	55	0.567	0.000	no	no
7	2300	250	113	0.191	0.408	no	no
8	1300	300	1250	0.988	0.515	no	no
9	700	300	515.8	1.613	1.559	no	x
10	0	100	16.9	0.289	0.000	no	no
11	0	200	14000	0.680	0.000	no	no
12	700	250	8.3	1.033	0.727	x	x
13	800	300	402	1.417	0.000	x	no
14	300	300	64	0.807	0.000	no	no
15	600	150	46	0.257	0.373	no	no
16	500	200	8359	0.210	0.525	x	x
17	0	200	751	0.642	0.000	no	x
18	650	185	30.3	0.701	0.410	no	no
19	150	300	40.4	0.945	0.299	no	no
20	450	300	23.2	1.393	0.866	no	no
21	630	300	255	1.040	0.533	no	no
22	1300	200	55	0.667	0.853	no	no
23	300	200	17.3	0.636	0.505	no	no
24	200	300	512	1.462	0.637	no	no
25	700	200	2.2	1.214	1.068	no	x
26	556	200	103	0.842	0.485	no	no
27	700	200	8940	0.939	0.763	no	no
28	150	200	22.4	0.551	0.761	x	no
29	1200	150	19	1.328	1.061	no	no
30	0	150	0.7	0.451	0.000	no	no
31	650	150	18	0.970	0.562	x	no
32	0	50	8.8	0.545	0.000	no	no
33	50	50	56	0.117	-	no	no

Table 1. Therapeutic administration, Tg blood levels, mean dose for the last administrated treatment and clinical status. ¹absorbed dose to the whole body and bone marrow, due to the last therapeutic administration; ²cumulative absorbed dose assessed before the last therapeutic administration

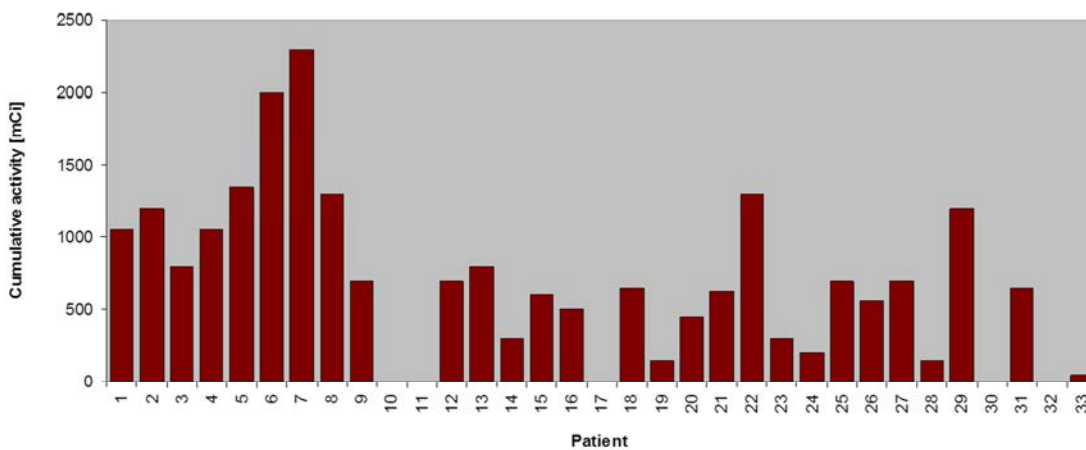


Figure 1. shows the distribution of cumulative activities among the evaluated patients.

Hypothesis: An increase in cytogenetic toxicity (DNA damage) is expected with the increase in ¹³¹I cumulative activities.

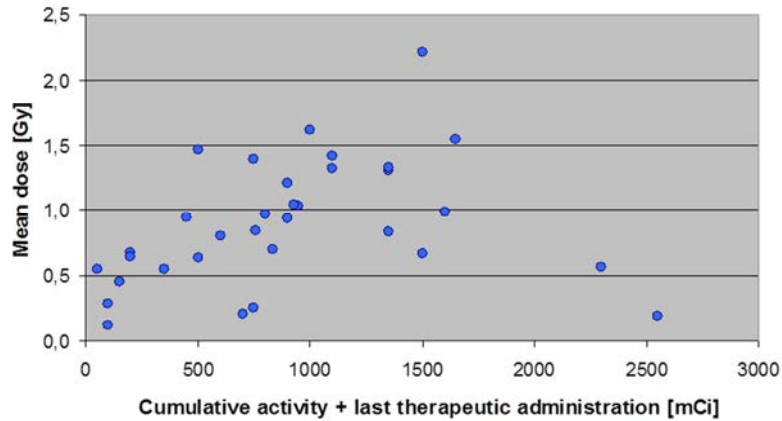


Figure 2. represents the relationship between cumulative activities with the mean dose due to the last treatment.

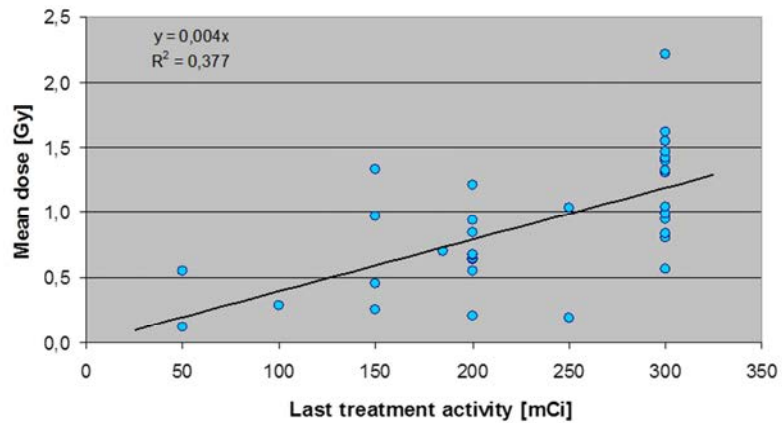


Figure 3. indicates the relationship between last treatment activity with the cytogenetic status, previous to the last administrated activity.

It is observed an increase in mean dose (due to the last treatment) with last ¹³¹I administrated treatment activity. It can be inferred that cumulative activities are modified by the elapsed time between ¹³¹I treatments and consequently, by the patient DNA repair capacity.

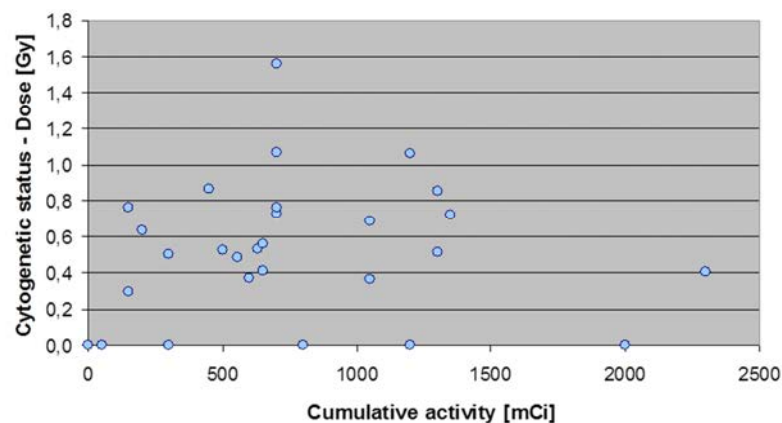


Figure 4. shows the relationship between cumulative activities and the cytogenetic status.

Cumulative activities between 300 mCi and 1300 mCi induced whole body doses in the range of 0.4 Gy – 1.0 Gy, at different elapsed times between previous and last treatment.

4. Discussion

Cytogenetic damage and recovery showed dependency with the ¹³¹I activity administered in each treatment, the cumulative activity, the elapsed time between previous and last treatment and with the individual DNA repair capacity.

From a clinical point of view, the BD conducted on samples from patients with previous treatments, before a new therapeutic administration, could allow the cytogenetic status assessment (radiation damage and repair capacity) to become a warning signal for reducing potential hematological complications.

In cases with cumulative doses higher than 1000 mCi, it could be useful to indicate the need to consider therapeutic schemes alternative to the administration of ¹³¹I, such as surgery, chemotherapy or radiotherapy, reducing morbidity.

Additionally, data from in vivo models could be used to estimate the risk due to accidental intake of ¹³¹I and would contribute to the design of therapeutic strategies

Further studies correlating biological dosimetry data and endocrinology data with morphological analysis and patient details, including evidence on tumour aggressiveness and recurrence, will increase our understanding of the link between radiation exposure and cancer development, and provide evidence which will inform decisions on radiation protection and on clinical management of patients with radiation associated cancers.

5- References

1. Van Nostrand, D. and Wartofsky, L. Radioiodine in the Treatment of Thyroid Cancer. *Endocrinol Metab. Clin. N. Am.* 36 807–822 (2007).
2. Society of Nuclear Medicine. Society of nuclear medicine procedure guideline for therapy of thyroid disease with iodine-131 (sodium iodide). Procedure manual, version 1.0;. p. 159–64. (2002).
3. Meier DA, Brill DR, Becker DV, et al. Procedure guideline for therapy of thyroid disease with I-131. *J. Nuc. Med.*,43:856–61 (2002).
4. International Atomic Energy Agency. Cytogenetic Analysis for Radiation Dose Assessment. A Manual. Tech. Rept Series 405, IAEA,Vienna, Austria (2001).
5. Lloyd, D.C.; Purrott, R.J.; Dolphin, G.W. A comparison of physical and citogenetic estimates of radiation dose in patients treated with iodine-131 for thyroid carcinoma, *Int. J. Radiat. Biol.*, 30 N°5, 473-485 (1976).
6. Livingson, G.K.; Foster, A.E.; Elson, H.R. Effect of in vivo exposure to iodine-131 on the frequency and persistence of micronuclei in human lymphocytes, *Journal of Toxicology and Environmental Health*, 40, p.367-375 (1993).

Simultaneous Determination of U and Pu Isotopes by Alpha Spectrometry

Equillor, H. and Campos, J.M.

Presentado en: 13th International Congress on the International Radiation Protection Association.
Glasgow, Escocia, 13 al 18 de mayo de 2012



SIMULTANEOUS DETERMINATION OF U AND Pu ISOTOPES BY ALPHA SPECTROMETRY

Hugo Equillor ^a, Juan Campos ^a

^a *Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. del Libertador 8250, 1429, Buenos Aires, Argentina*

Determination of actinides by alpha spectrometry is usually carried out after full separation of each of the components of the sample. The procedure presented in this paper permits U and Pu isotopes to be measured together allowing faster sample processing and measurement. The method consists in the extraction with tributyl phosphate of U and Pu isotopes from the rest of the matrix, followed by a cathodic electrodeposition to obtain suitable pieces for alpha spectrometry. It can be applied to various environmental samples, such as water, filters and soil (about 0.5 g of solid sample for the described conditions). High-quality electroplated discs are essential for simultaneous processing.

POTENTIAL INTERFERENCES

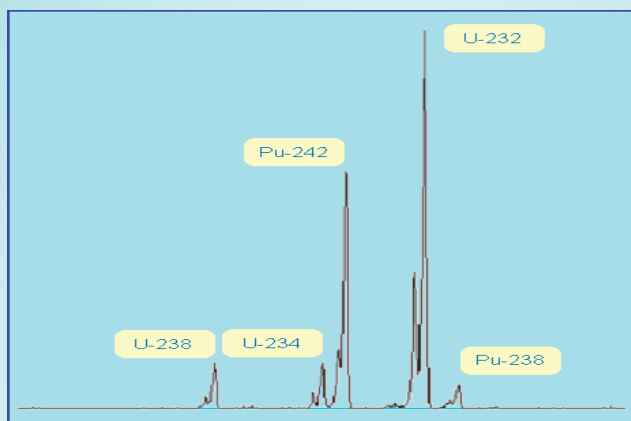
Main energies and their intensities of most common alpha emitters. Those which may cause interference in the measurement of U + Pu are highlighted.

Isotope	Energy (keV)	Intensity (%)	Energy (keV)	Intensity (%)
Th-232	4011,2	78,9	3948,5	21
U-238	4198	77,54	4151	22,33
Th-230	4687	76,3	4620,5	23,4
Th-229	4845,3	56,2	4901	10,2
U-234	4774,6	71,37	4722,4	28,42
Np-237	4788	47,64	4771,4	13
Pu-242	4902,3	76,53	4858,2	23,44
Pu-239	5156,59	70,79	5143,82	17,14
Pu-240	5168,13	72,74	5123,6	27,16
Am-243	5275,3	86,74	5233,3	11,46
Po-210	5304,33	99,999		
U-232	5320,24	69,1	5263,48	30,6
Th-228	5423,28	73,2	5340,38	26,2
Am-241	5485,56	84,45	5442,86	13,23
Pu-238	5499,03	71,04	5456,3	28,85
Ra-224	5685,48	94,73	5448,8	5,25
Cm-243	5786,4	73,4	5742,5	11,3
Cm-244	5804,77	76,7	5762,65	23,3

SPECTRAL ANALYSIS

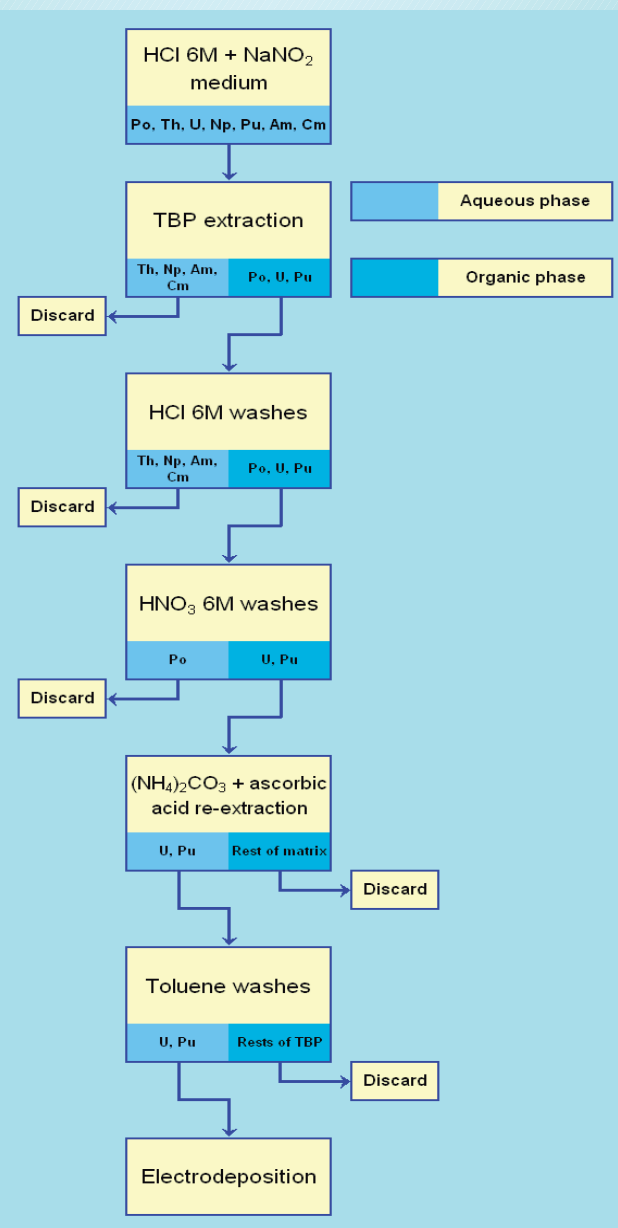
It can be observed the great resolution achieved with this technique by looking at Pu-242 and U-234 peaks, whose emission energies are very close and are clearly distinguished. Even different energies of one single nuclide can be noticed.

It can also be remarked the pretty small alpha peak characteristic tail, which is related with energy degradation processes.



Yields around 60-90 % can be achieved.

ANALYTICAL PROCEDURE



CONCLUSIONS

The technique presented here allows to achieve results for U and Pu isotopes carrying only one reading. It can be applied to several matrices such as water, filters and soils. It's not expensive as it uses very small amounts of reagents. Besides, it produces high-quality electroplated discs, which are essential for a correct spectral analysis. Moreover, it's a fast technique, that allows to process several samples in a few hours.

Assessment of the Radiological Safety of Exposure Devices for Industrial Gamma Radiography in Argentina

Ermacora, M.; Vidal, D. and Alonso, M.T.



Assessment of the Radiological Safety of Exposure Devices For Industrial Gamma Radiography in Argentina

Marcela Ermacora, Dora Vidal and María Teresa Alonso



Nuclear Regulatory Authority (ARN), Av. del Libertador 8250, C1429BNP
Buenos Aires, Argentina
mermacora@arn.gob.ar

1. Introduction

- Industrial gamma radiography is an extended technique used as a non-destructive assay method in Argentina.
- This activity is considered of a significant radiological risk, as it has been demonstrated by the magnitude and frequency of the radiological accidents occurred worldwide.
- The IAEA Specific Safety Guide "Radiation Safety in Industrial Radiography" makes reference to the compliance with the requirements of ISO 3999:2004(E) Standard "Radiation Protection- Apparatus for industrial gamma radiography- Specifications for performance, design and test".
- There are some types of equipment not yet complying with ISO 3999.

2. Objectives

- Present the results of the safety assessment which could lead to the decision of the Nuclear Regulatory Authority of withdrawing from the use an important part of the inventory of gamma radiography equipment.

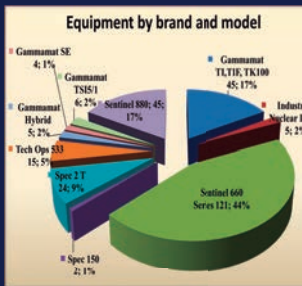
3. Methods

The data assessed was collected from the 68 facilities performing industrial gamma radiography activities in Argentina with portable exposure containers classified as Category II.

The main elements of the evaluation can be summarized as follows:

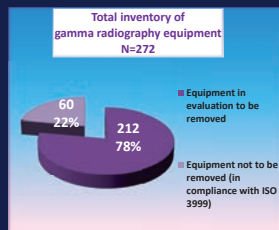
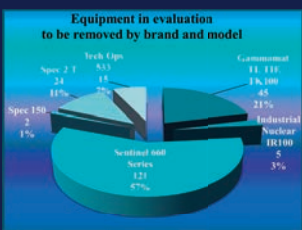
- decision of some manufacturers to discontinue the production of certain equipment models and the provision of their spare parts;
- failures in the compliance of the apparatus with the international recommendations;
- comparison between the requirements of the AR 7.9.1 Standard and the ISO 3999 Standard;
- validity of type B(U) package certificates for their transport.
- alternatives for the management of depleted uranium shielding of exposure containers.

4. Results



AR 7.9.1 Standard establishes the preventive maintenance and routine control of all the elements related to the industrial gamma radiography activity and that each exposure device should be checked on a yearly basis by an independent control carried out by a qualified institution certified by ARN, in order to ensure that it remains in safe operating conditions.

Equipment	Gammamat Hybrid	Gammamat SE	Gammamat (TI, TI-F, TK100)	Gammamat TSI 5/1	Industrial Nuclear IR100	Sentinel 660 series	Sentinel 880	Spec 150	Spec 2T	Tech Ops 533
Compliance with 3999 ISO Standard	Yes	Yes	No	Yes	No	No	Yes	No	No	No



The alternatives assessed for the equipment to be withdrawn are:

- final disposal or recycling of the depleted uranium shielding;
- use as containers of radioactive sources.

Equipment	Compliance with Requirements of Argentine legislation (AR 7.9.1 Standard)	Additional requirements of ISO 3999			
		Source position indicators clearly visible at 5 m	Ambient equivalent dose rate on external surface (< 2 mSv/h) with maximum activity allowed	Automatic securing mechanism	Three needed connections
Gammamat Hybrid	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes
Gammamat SE	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes
Gammamat (TI; TI-F; TK100)	Yes	No	Yes	No	No
Gammamat TSI 5/1	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes
Industrial Nuclear IR100	Yes	Yes	No (new version: Yes)	Yes	No
Tech Ops 660	Yes	No	Yes	No	No
Sentinel 660 B	Yes	Yes	Yes	Yes	No
Sentinel 880	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes
Spec 150	Yes	No	Yes	Yes	No
Spec 2T	Yes	No	No	No	No
Tech Ops 533	Yes (with restricted source activity)	No	No	No	No

Equipment	Gammamat Hybrid	Gammamat SE	Gammamat (TI; TI-F; TK100)	Gammamat TSI 5/1	Industrial Nuclear IR100	Sentinel 660 series	Sentinel 880	Spec 150	Spec 2T	Tech Ops 533
Type B(U) certificate	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	USA/9283/B(U)-96	USA/9296/B(U)-96	USA/9263/B(U)-96	USA/9056/B(U)-85	---
Validity until:	April 25, 2014	May 25, 2014	December 31, 2012	March 31, 2014	October 31, 2014	June 30, 2013	June 30, 2016	June 30, 2015	April 15, 2015	---

5. Conclusions

- It is highlighted the need of a regulatory decision complementary to the AR 7.9.1 Standard concerning the operation of industrial gamma radiography equipment, in line with the current international recommendations and the commitment of Argentina to the good practices and safety culture.
- The Nuclear Regulatory Authority of Argentina is currently considering the potential benefit of the withdrawal of a significant part of the inventory of equipment used in industrial gamma radiography in the country, taking into account the compliance with the requirements of ISO 3999:2004(E) Standard as well as the validity of the authorization certificates for package models.

Encadenamiento de depresiones en Laboratorios de Radiofarmacia: experiencia en Argentina

Fruttero, N. y Andrada Contardi, F.

ENCADENAMIENTO DE DEPRESIONES EN LABORATORIOS DE RADIOFARMACIA: EXPERIENCIA EN ARGENTINA

Fruttero N.¹, Andrada Contardi F.¹

¹Autoridad Regulatoria Nuclear

Buenos Aires, Argentina

nfruttero@arn.gob.ar

RESUMEN

Un Laboratorio de Radiofarmacia debe cumplir con todas las regulaciones aplicables, entre ellas la correspondiente a la industria farmacéutica y la de seguridad radiológica. Respecto del encadenamiento de depresiones, la regulación farmacéutica establece que un laboratorio debe mantenerse en sobrepresión para evitar el ingreso de contaminantes al producto de farmacia. Por el contrario, la regulación de seguridad radiológica establece que un local con fuentes abiertas debe mantenerse en depresión para evitar la fuga de contaminantes radiactivos. Estos criterios se contraponen, y la instalación debe cumplir con ambos. En este trabajo se presenta la experiencia de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina sobre el tema. La ARN ha establecido criterios que permiten a las instalaciones tener la flexibilidad necesaria para poder cumplir con los requerimientos de farmacia, sin descuidar la seguridad radiológica. Las posibles soluciones deben incluir un adecuado encadenamiento de las depresiones tanto del laboratorio de radiofarmacia como de los locales adyacentes, de modo tal que el aire siempre se mueva hacia el banco de filtros ubicado en el ramal de extracción de aire. La ARN evalúa y controla el encadenamiento de depresiones durante el proceso de licenciamiento de un laboratorio de radiofarmacia. Periódicamente se verifica el cumplimiento de las condiciones de licenciamiento a través de inspecciones.

Palabras Clave: Radiofarmacia, Depresión

ABSTRACT

A radiopharmacy laboratory must comply with all the applicable regulations, including those related to the pharmaceutical and radiological safety. Regarding the requirements of off-gas cleaning and ventilation systems, the pharmaceutical regulation establishes that a laboratory must maintain an overpressure to prevent the entry of contaminants to the products. However, radiation safety regulations state that in areas containing open sources, a depression should be kept to prevent leakage of radioactive contaminants. Evidently these criteria are opposed, and the installation must comply with both. This paper presents the experience of the Nuclear Regulatory Authority (ARN) of Argentina on this subject. The ARN has established acceptable criteria that give the facilities the flexibility to fulfill the requirements of pharmacy without neglecting the radiation safety regulation. The possible solutions must include adequate depressions in the radiopharmacy laboratory and the adjacent rooms so the air always flows to the exhaust filter bank. The ARN evaluates and controls the sequence of depressions during the process of licensing of the radiopharmacy laboratory. Inspections are frequently carried out in the facilities to verify the compliance with the licensing conditions.

Key words: Radiopharmacy, Depression

1. Introducción

Los laboratorios de radiofarmacia asociados a ciclotrones para la producción de isótopos de vida media corta y muy corta son cada vez más frecuentes. En la actualidad se ha facilitado el acceso a este tipo de tecnología y la cantidad de instalaciones dedicadas a este fin está aumentando notablemente. Estas instalaciones deben cumplir con todos los requerimientos que establecen los distintos organismos de control que regulan la actividad. En este punto, surge una incompatibilidad entre los requerimientos a los sistemas de protección contra la contaminación radiactiva en aire para la protección de las personas ocupacionalmente expuestas y al entorno, y los requerimientos para la protección del producto (radiofármaco) que limitan la presencia de contaminantes convencionales en aire.

Para proteger a los trabajadores y al entorno desde el punto de vista radiológico es necesario que el recinto donde se aloja la fuente radiactiva abierta esté sometido a depresión, movimiento de aire y filtración. Para proteger al radiofármaco de una contaminación externa es necesario que el recinto que lo alberga esté sometido a sobrepresión, movimiento de aire y filtración. Al trabajar de acuerdo al criterio de protección al trabajador y al entorno se pone en riesgo la integridad del producto y visceversa.

En este trabajo se describen los criterios aplicados para compatibilizar ambos requerimientos. En Argentina, los mismos se emplearon para corregir una situación no satisfactoria desde el punto de vista radiológico en una instalación donde se protegía al producto pero la protección del trabajador presentaba deficiencias. Los criterios de compatibilización se emplean en las nuevas instalaciones a licenciar.^{1,2,3,4,5,6,7,8,9,10,11,12}

2. Material y métodos

Un esquema ideal de clasificación de áreas activas se muestra en la figura 1. En el esquema se aprecian zonas de colores y los bordes que las circunscriben; cada zona se corresponde con un nivel de riesgo de contaminación radiactiva asociado, siendo la zona de máximo riesgo la roja y la de riesgo casi nulo la blanca. El aire se mueve entre zonas en el sentido del riesgo de contaminación creciente. Este movimiento, producido por el sistema de ventilación, establece depresiones encadenadas entre las distintas zonas, de manera tal que, la menor presión absoluta se presenta en la zona roja, donde se encuentra la fuente abierta (el fármaco). En general, los criterios establecidos en este esquema ideal son simples, por un lado no se deben “saltar” zonas (en la Figura 1 se observa que cada zona rodea completamente a la siguiente y es rodeada por la anterior). También requiere un filtro cada vez que el aire pase de una zona a otra; el filtro completa la barrera, su pérdida o rotura implica la pérdida de la barrera, y por lo tanto la pérdida del confinamiento.⁷ Llevado a la práctica este esquema suele ser más parecido al de la Figura 2, ya que por razones de tamaño (las zonas rojas suelen ser muy pequeñas comparadas con las otras), o de acceso (los equipos tienen en general un frente de trabajo), el esquema ideal no es factible.

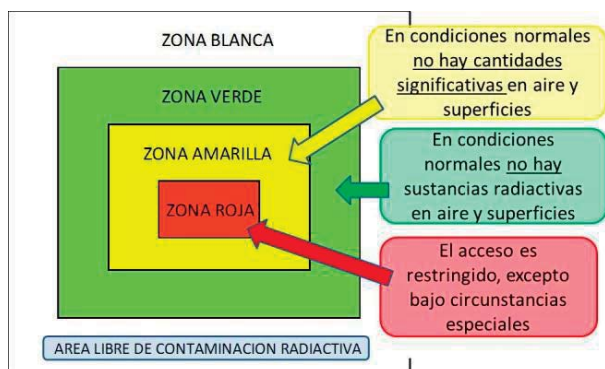


Figura 1

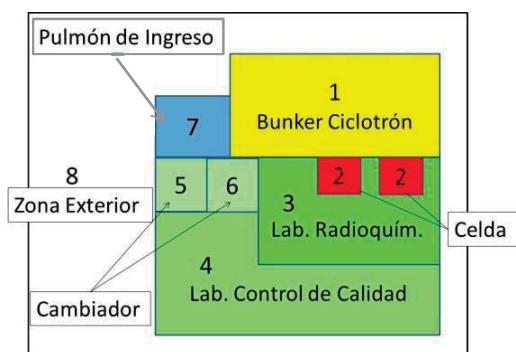


Figura 2

Al confinamiento logrado por las depresiones, se le suma la capacidad de renovación de aire de los diferentes recintos para mantener controlados los niveles de concentración dentro de los mismos. A este conjunto de procesos (depresión relativa y renovación de aire) lo denominamos “confinamiento estático”. Si desaparece la diferencia de presión entre recintos, por deficiencia del sistema de ventilación o por razones operativas, se debe establecer una circulación de aire en el sentido del riesgo de contaminación creciente. La velocidad del aire en estas condiciones debe ser suficiente para que, por arrastre, se dirija al eventual contaminante hacia filtros adecuados. A este tipo de confinamiento que complementa al anterior se lo denomina “confinamiento dinámico”. Ambos procesos de confinamiento se deben establecer de manera automática, y su falla debe enviar al operador una señal de alerta.

En cuanto a la calidad del aire, es muy importante reducir la cantidad de aerosoles por unidad de volumen, dado que la cantidad de aerosoles presente en el aire normal, que consideramos “limpio”, es muy elevada para todos los procesos que requieran un cierto grado de esterilidad. Para lograrlo, se hace atravesar el aire por filtros fibrosos de calidad HEPA (High Efficiency Particulate Air). Los “flujos laminares” son los equipos que reúnen las características anteriores y hacen que el

producto sea completamente rodeado por filetes paralelos de aire, y resulta adecuado para tener condiciones de esterilidad. Los flujos laminares se instalan en el interior de las celdas, particularmente en la celda de fraccionamiento donde se preparan las dosis a inyectar del radiofármaco, y debe ser una región estéril.

Si la celda de fraccionamiento, que mencionamos en el párrafo anterior, está en sobrepresión con el flujo laminar interno operando, el producto está protegido. Durante la producción, los operadores se encuentran en la zona verde (ver Figuras 1 y 2). Por lo tanto, la sobrepresión en la zona roja (ver Figuras 1 y 2) podría elevar los niveles de concentración de contaminantes radiactivos en el aire del laboratorio donde se encuentra el operador. La concentración de contaminantes radiactivos en el aire del local de trabajo podría alcanzar valores próximos al límite de concentración derivada en aire (DAC), o incluso superarlo.

3. Resultados y discusión

Para resolver la situación descrita, se presenta una solución tecnológica cuyos resultados fueron satisfactorios:

Se coloca en sobrepresión al laboratorio de radiofarmacia (zona de trabajo de los operadores). Esta zona corresponde a la zona verde en la Figura 1, de acuerdo con la clasificación de áreas activas de OIEA, y a la zona 3 en la Figura 2. Se debe filtrar el aire que entra y sale del laboratorio con filtros de calidad HEPA, para que cumpla con un requerimiento intermedio (bueno) de aire limpio. Esta sobrepresión hace de barrera para el ingreso de aire no tratado desde el exterior (zona blanca), y debe ser la máxima de toda la instalación. Nótese que de acuerdo a lo establecido en la Figura 1, esta zona debería estar en depresión.

Se establece una depresión en el interior de la celda (zona roja), tomando el aire de ingreso desde zona verde y filtrándolo con filtros de calidad HEPA; este procedimiento mejora notablemente la calidad del aire, porque el mismo es tomado de una zona relativamente limpia. El aire que sale de esta zona debe atravesar filtros HEPA y lechos de adsorbentes que retienen los gases/vapores generados en los procesos realizados, y se dirige al sistema de extracción para volver a atravesar los bancos de filtros principales de la instalación. La depresión obtenida en la zona roja de celdas, debe ser **la máxima** de toda la instalación, ya que esta zona es la que presenta el mayor riesgo de generación de contaminantes radiactivos. Nótese que de acuerdo a lo que se postula para farmacia, esta zona debería estar en sobrepresión.

La Tabla 1, y su gráfico asociado, la Figura 3, presentan los valores de sobrepresión y depresión de los locales de la Figura 2.

Diferencias de presión relativas de locales *			
ID	Zona	Delta P	Delta P
		Pa	mmCA
1	BunkerCidot	-50	-5
2	Celda	-100	-10
3	Lab Radioquím	60	6
4	Lab Cont Cal	40	4
5	Cambiador	40	4
6	Camb Anmat	20	2
7	Pulmón Ingreso	-20	-2
8	ZonaExterior	0	0

Tabla 1 - Valores de diferencia de presión relativa (Delta P) de los locales de la Figura 2

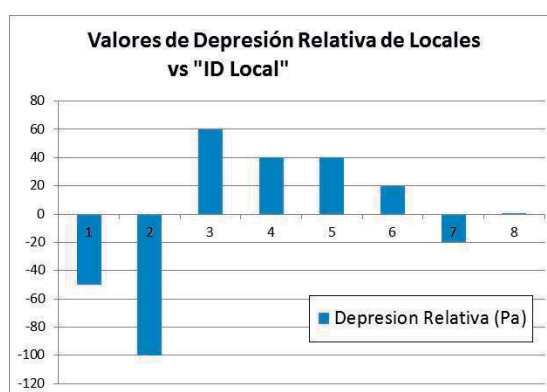


Fig. 3 - Valores de diferencia de presión relativa (Delta P) de los locales de la Figura 2

Se ubican en el interior de las celdas uno o más flujos laminares, y en la zona de influencia de los mismos, se realizan todas las tareas que requieran esterilidad. Si se instalan los sistemas mencionados de forma adecuada, estas condiciones serán “muy satisfactorias” y excederán con holgura los requerimientos de radiofarmacia.

Se colocan sistemas de retención de gases (tanques, bolsas, retardadores, trampas criogénicas, etc.), para retener los gases y/o vapores que se generen en el proceso de síntesis del radiofármaco. Este procedimiento resulta de vital importancia dado

que estos gases y/o vapores poseen una elevada concentración de radionucleído, y su no retención exige innecesariamente al sistema de filtración, comprometiendo su desempeño. Paralelamente aumenta el riesgo de contaminación radiactiva en los locales adyacentes. El o los sistemas de retención que se utilicen deben situarse en un recinto blindado (puede estar en el interior de la misma celda), porque los niveles de dosis en sus proximidades serán elevados. Este gas/vapor se deja decaer varias vidas medias del radionucleído con que se esté trabajando, para luego liberarlo hacia el sistema de filtros.

El búnker del ciclotrón será la segunda depresión relativa, en el mismo existe un riesgo de generación de contaminantes mucho menor que en la celda. Podrían encontrarse contaminantes en el aire del búnker en el caso de tener un incidente (por ejemplo una rotura de ambas ventanas del blanco), mientras que en la celda los contaminantes se generarán normalmente debido a los procesos que en la misma se realizan. El aire que ingresa y sale del búnker del ciclotrón también debe atravesar filtros de calidad HEPA, tanto al ingreso como a la salida. En el ramal principal de salida se instalan lechos de material adsorbente de carbón activado.

La segunda sobrepresión relativa debería estar en el laboratorio de control de calidad, con un valor de por lo menos 10Pa (1mmCA) menor que la del laboratorio de radiofarmacia. Igualmente resulta necesario el filtrado del aire de ingreso y salida, de acuerdo con requerimientos de farmacia.

La tercer sobrepresión estará en los cambiadores; el cambiador para condiciones de radiofarmacia es el lugar asignado para la colocación de la vestimenta de los trabajadores de acuerdo a las condiciones de esterilidad requeridas. También se filtra el aire de ingreso y salida.

En la última depresión (“pulmón de ingreso” o local 7 de la Figura 2) debe estar filtrada la salida de aire. Este sumidero resulta de vital importancia pues el local presenta la depresión que hace de barrera con respecto a la zona blanca, no ocupacionalmente expuesta. Si por cualquier causa hubiera una concentración de contaminantes en el laboratorio, la misma se conduciría por medio del “pulmón de ingreso” a los filtros principales de salida de aire, y no hacia el exterior del laboratorio (zona blanca).

Puede notarse que respecto del esquema ideal mostrado en la Figura 1, se establecieron sobrepresiones y depresiones para aislar la zona blanca de la roja (ver tabla 1 y figura 3).

En mediciones realizadas en laboratorios con sobrepresión en el interior de celdas se obtuvieron valores de concentración del orden del DAC. En aquellas instalaciones donde se aplicaron los criterios desarrollados, las mediciones rutinarias, realizadas por la instalación y la Autoridad Regulatoria, de concentración de Flúor18 en aire, en un laboratorio de radiofarmacia durante el proceso de síntesis, presentan valores siempre inferiores al 2% del DAC.

En dos muestreos de control realizados por la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, durante sendos procesos de síntesis de F18, se midieron en una misma instalación valores de concentración en aire del laboratorio de 0,1% y 2% del DAC respectivamente. Es decir que los valores de concentración máximos de los ambientes de trabajo fueron “muy satisfactorios”, tomando como referencia la regulación argentina que establece un valor máximo no mayor del 10% del DAC. A su vez, los controles de calidad de farmacia del producto, también fueron satisfactorios.^{13,14}

Por último, cabe destacar que complementariamente al diseño efectivo de un sistema de protección contra la contaminación, es fundamental realizar el monitoreo rutinario del aire y de todos los sistemas asociados a la salud y la seguridad, ya que la medición es la herramienta esencial para la verificación del funcionamiento satisfactorio de los procesos.

4. Conclusiones

Un encadenamiento de las depresiones como el que se presenta, conjuntamente con las otras alternativas mencionadas (bolsas de decaimiento, flujos laminares, filtración, y monitoreo), logra que la instalación de Radiofarmacia cumpla simultáneamente con los requerimientos de radioprotección y farmacia, y que tanto el producto como las condiciones de trabajo, sean altamente satisfactorias.

Resulta de suma importancia la armonización de criterios de los organismos reguladores para considerar diversas soluciones tecnológicas que permitan a las instalaciones cumplir las regulaciones tanto desde el punto de vista farmacéutico como de

seguridad radiológica. Para ello, independientemente de la solución tecnológica adoptada, siempre hay que verificar que el encadenamiento de depresiones de una instalación dirija hacia el sistema general de filtros de salida de la instalación al aire que se mueve hacia afuera del Laboratorio de Radiofarmacia por la sobrepresión que protege al producto farmacéutico.

REFERENCIAS

- [1] ARN Norma Regulatoria AR 10.1.1 Rev3– Norma básica de seguridad radiológica, (2003)
- [2] J.D.NIXON, E.J.CHAPMAN – IAEA-SM-209/52 – Ventilation and Filtration of Active Buildings, (1952)
- [3] NORMA IRAM 3-575 Parte I – Seguridad Radiológica Cajas de Guantes –Requisitos, (1988)
- [4] NORMA IRAM 3-575 Parte II – Seguridad Radiológica Cajas de Guantes - Accesorios Complementarios, (1989)
- [5] NCRP Report N°8 – Control and Removal of Radiactive Contamination in Laboratories, (1951)
- [6] NCRP Report N°30 – Safe Handling of Radiactive Materials, (1964)
- [7] TRS 292– IAEA – Design and Operation of Off-Gas Cleaning and Ventilation Systems in Facilities Handling Low and Intermediate Level Radiactive Material, (1988)
- [8] OIEA — Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad N° 115. (1997)
- [9] ICRP 60 - Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, (1991).
- [10] ISO 17873 – Nuclear Facilities – Criteria for de design and operation of ventilation systems for nuclear installations other than nuclear reactor (2003).
- [11] ISO 10648-1 – Containment Enclosures – Part 1 – Design Principles (1997).
- [12] ISO 10648-2 – Containment Enclosures – Part 2 – Classification According Leak Tightness and Associated Checking Methods (1994).
- [13] ARN Norma Regulatoria AR 5.1.1 Rev1– Exposición ocupacional en aceleradores de partículas Clase I, (2002)
- [14] ARN Norma Regulatoria AR 6.1.1 Rev1– Exposición ocupacional de instalaciones radiactivas Clase I, (2002)

Agradecimientos: a la Fundación Centro de Diagnóstico Nuclear (FCDN), en especial a Humberto Biondini y Cecilia Stamati. La descripción realizada se basó en su instalación, que resume a modo de ejemplo los avances que hemos realizado en Argentina tanto por parte de los operadores como de los organismos de control, para lograr hacer más eficiente esta actividad.

Enclavamientos y alarmas en ciclotrones como prevención de acceso a campos de radiación: experiencia en Argentina

Andrada Contardi, F. y Fruttero, N.

ENCLAVAMIENTOS Y ALARMAS EN CICLOTRONES COMO PREVENCIÓN DE ACCESO A CAMPOS DE RADIACIÓN: EXPERIENCIA EN ARGENTINA

F. Andrada Contardi¹, N. Fruttero¹

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear

Buenos Aires, Argentina

fandrada@arn.gob.ar

RESUMEN

Un ciclotrón de pie de hospital es un acelerador de partículas utilizado para producir radioisótopos de vida media muy corta. Durante la operación y en los momentos próximos posteriores a la misma se producen intensos campos de radiación. Resulta de vital importancia la implementación de un sistema de enclavamientos y alarmas que minimice la probabilidad de acceso inadvertido a estas zonas de campos intensos de radiación, y así evitar sobreexposiciones accidentales. Para ello, inicialmente se deben identificar las fuentes de radiación y los momentos en los cuales estas fuentes se encuentran activas. En este trabajo se presenta la experiencia de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) al evaluar la seguridad radiológica de los ciclotrones y los requerimientos con respecto a los enclavamientos y alarmas. En Argentina se requiere la implementación de un sistema de enclavamientos que actúa fundamentalmente sobre el encendido/apagado del ciclotrón y sobre el movimiento de blindajes (autoblindaje o puerta de búnker). Además, se deberán considerar las características particulares de cada instalación, por ejemplo: la posibilidad de implementar enclavamientos y alarmas sobre el ciclotrón. Asimismo, los sistemas de enclavamientos y alarmas deberán someterse a pruebas periódicas de funcionamiento asociadas a un plan de mantenimiento adecuado. La ARN evalúa y verifica los sistemas de enclavamientos y alarmas durante el proceso de licenciamiento de un ciclotrón, y periódicamente verifica el cumplimiento de las condiciones de licenciamiento a través de inspecciones.

Palabras Clave: Ciclotrón, Enclavamientos, Alarmas

ABSTRACT

Cyclotron is a particle accelerator used to produce radioisotopes of very short half-life which, during the operation and also a short time after it, present intense radiation fields. The implementation of an interlock and alarm system has a vital importance to minimize the probability of inadvertent access to the areas of intense radiation fields in order to prevent accidental overexposures. The identification of the sources of radiation and the times at which these sources are active, are the first actions that have to be taken. This paper presents the experience of the Nuclear Regulatory Authority (ARN) evaluating the radiological safety of cyclotrons and the requirements regarding the interlock and alarm systems. In Argentina, it is needed an interlock system which primarily acts on the on/off the cyclotron, and on the movement of shields (auto shield or bunker door). In addition, the regulatory body must consider the particular characteristics of each facility, for example, the possibility of implementing interlocks and alarms on the cyclotron. Likewise, interlocks and alarm systems must be periodically tested in associated form with a proper maintenance plan. The ARN evaluates and verifies the interlock and alarm system during the licensing process of a cyclotron. Inspections are frequently carried out to verify the compliance with the licensing conditions.

Key words: Cyclotron, Interlocks, Alarms

1. Introducción

En la actualidad, las instalaciones con ciclotrones de pie de hospital asociados a laboratorios de radiofarmacia para la producción de isótopos de vida media corta y muy corta se encuentran en pleno crecimiento debido a las cualidades diagnósticas de la tomografía por emisión de positrones (PET), a la necesidad de contar con estas instalaciones de

producción de radioisótopos situadas en las cercanías de los centros PET por la vida media corta del material radiactivo utilizado, y a que se ha facilitado el acceso a este tipo de tecnologías.

En Argentina existen 5 ciclotrones de producción de radiofármacos en operación. Si bien todas las instalaciones están destinadas a la misma finalidad, cada una de ellas presenta sistemas de enclavamientos y alarmas particulares, adaptados al equipamiento propio, a las condiciones de trabajo, y a otros factores como por ejemplo la imposibilidad de mantener vigente una garantía al colocar un elemento externo a un equipo a los fines de mejorar la seguridad. La Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina analiza y verifica diversas soluciones tecnológicas que permitan a cada instalación operar en forma segura.^{1,2,3}

2. Materiales y Métodos

El sistema de enclavamientos de los ciclotrones de pie de hospital está diseñado, desde el punto de vista de la protección radiológica, para minimizar la probabilidad de un acceso inadvertido o injustificado a zonas con campos intensos de radiación.^{4,5}

En este sentido, la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) de Argentina interviene activamente desde la etapa de licenciamiento y durante la de operación realizando continuas evaluaciones de seguridad respecto de los sistemas de protección, analizando los mismos en función de los escenarios de exposición. De este análisis puede evidenciarse la necesidad de implementar mejoras en los sistemas de seguridad ya sea porque algún escenario de exposición no ha sido considerado durante la etapa de diseño (en general, esto puede suceder durante el licenciamiento), o bien porque están dadas las condiciones para la implementación de un sistema automático de seguridad que permita remplazar un control de la seguridad por procedimientos (esta situación se puede presentar durante la operación de la instalación). Este análisis de seguridad puede contemplar la realización de mediciones para la verificación de algún parámetro durante una inspección.

A continuación se describen los distintos sistemas de enclavamientos y alarmas puestos en funcionamiento en las instalaciones argentinas, en las distintas etapas del proceso de producción:

- Ciclotrón:
 - Se debe realizar una inspección visual del búnker en forma previa al encendido del acelerador para verificar que no existe persona alguna en la sala de irradiación. Algunas instalaciones poseen un sistema de pulsadores ubicados en puntos de verificación obligatoria, que sólo si están accionados se habilita la irradiación. Otras instalaciones cuyo diseño permite una visión completa de la sala de irradiación desde la posición de cierre de la puerta blindada del recinto no poseen este sistema de pulsadores. En otras instalaciones, que fueron licenciadas contemplando procedimientos de inspección visual, la Autoridad Regulatoria ha promovido la puesta en funcionamiento de sistemas de verificación por pulsadores, cuyo proceso de ejecución de se encuentra en planificación. En ciclotrones autoblandados, no se habilita la operación del acelerador si el autoblandaje no está cerrado. El cierre del autoblandaje se realiza con visión completa de la zona y con pulsadores continuos.
 - Respecto al encendido del ciclotrón, existen instalaciones con sistemas de llave única electrónica. Esta llave única debe estar colocada en la sala de control para poder operar el ciclotrón y, además, para poder abrir la puerta del búnker o el autoblandaje se debe colocar la misma llave en el tablero de control del movimiento de blindajes. Por lo tanto, al utilizar la llave única de operación para mover los blindajes se asegura que al abrir la puerta del búnker el ciclotrón se encuentra apagado. Otras instalaciones poseen sistemas funcionalmente equivalentes pero basados en diversas cerraduras mecánicas cuyas llaves están unidas físicamente de manera que no resulte posible la separación de las mismas. De esta forma también se asegura que durante la operación la llave de apertura de blindajes no será utilizada y, viceversa, que durante la apertura de blindajes el ciclotrón no se encuentra operativo por no estar colocada la llave de operación. En ambos casos, si se retira la llave de operación de su posición en sala de control con el ciclotrón en operación, el sistema automáticamente deshabilita el pasaje de haz

- El búnker donde está alojado el ciclotrón debe mantenerse en depresión, considerando que en una situación incidental (por ejemplo un rotura doble de la ventana del portablancos) podría producirse una contaminación radiactiva del aire de este local, con lo cual resulta necesario mover el aire hacia el banco de filtros de salida de la instalación. En Argentina, algunas instalaciones poseen enclavamientos asociados a la depresión en el búnker; en caso que por alguna falla no pueda mantenerse la depresión en el búnker, no se habilita la operación del ciclotrón. Al mismo tiempo, si se perdiese la depresión en el búnker durante la operación del ciclotrón, se dispara el sistema de corte de haz y cesa la irradiación. Otras instalaciones, de acuerdo con la ARN, mantienen el control sobre la depresión del búnker a través de un sistema de alarmas indicadoras de pérdida de depresión que alertan al operador sobre la falla para que éste tome las medidas que resulten necesarias de acuerdo al momento en que se produce la falla. Por ejemplo, si antes de iniciar una irradiación el búnker no mantiene la depresión, no se iniciará la producción hasta que se repare la falla; pero si la pérdida de depresión se produjera cuando faltan 10 minutos para completar la producción del día y tanto la ventana del portablancos como la línea de transferencia poseen poca carga de trabajo (es decir que no se encuentran al final de su vida útil y no se espera una rotura), el operador, de ser necesario, podría decidir completar la producción y posteriormente reparar la falla. En Argentina, el control a través de un sistema de alarmas se presenta en instalaciones de baja producción, no dedicadas a la comercialización. Cualquiera fuese el caso, siempre es de vital importancia el monitoreo de los distintos parámetros asociados a la ventilación de la instalación y el mantenimiento de un adecuado sistema de alarmas.
- Los ciclotrones poseen enclavamientos de encendido/apagado, relacionados a la refrigeración de las ventanas del portablancos. La falla de este sistema de refrigeración puede causar la rotura de la ventana con una eventual dispersión de material radiactivo. Además, el proceso de recambio de ventanas del portablancos implica realizar tareas de mantenimiento ante la presencia de campos de radiación beta gamma de valores moderados a intensos. Por lo tanto, los ciclotrones de pie de hospital en Argentina, poseen un sistema de enclavamientos que impide la habilitación del ciclotrón si el mencionado sistema de refrigeración no está operativo. Si la falla en la refrigeración se produjese con el ciclotrón operando, automáticamente se produce el cese de la irradiación.
- Durante la operación del ciclotrón y en los momentos posteriores a la irradiación, mientras se mantengan niveles de tasa de dosis por encima de los valores de referencia en el interior del búnker, los enclavamientos no permiten la apertura de la puerta del mismo o de los autoblandajes, según corresponda. El proceso de irradiación también dispara una alarma indicadora en la puerta del búnker. En los momentos post-irradiación, se activa una alarma indicadora de alta tasa de dosis hasta que los niveles desciendan por debajo de los valores de referencia establecidos para cada instalación. Si bien los valores de tasa de dosis que activan enclavamientos y alarmas varían de una instalación a otra dependiendo de las características operativas de cada una, en todos los casos deben estar por debajo de los valores establecidos en la Norma Básica de Seguridad Radiológica.⁵
- Transferencia de material radiactivo:
 - Existen enclavamientos relacionados a la transferencia de material radiactivo entre el portablancos del ciclotrón y las celdas del Laboratorio de Radiofarmacia asociado. En una primera etapa, antes de la producción de material radiactivo en el ciclotrón, se realiza una prueba de estanqueidad en la línea de transferencia. Si esta prueba no resulta satisfactoria no se habilita la irradiación en el ciclotrón.
 - Posteriormente, una vez producido el material radiactivo en el ciclotrón, no se habilita la transferencia de material radiactivo desde el portablancos del ciclotrón hacia la celda de síntesis en el Laboratorio de Radiofarmacia si la puerta de la celda (blindaje) no está cerrada. Si esta puerta estuviese abierta al realizar la transferencia de material radiactivo, el operador de celda recibiría una dosis no justificada.
 - Durante la transferencia de material radiactivo desde el portablancos del ciclotrón a la celda de síntesis se implementan diversos sistemas de enclavamientos para la protección del operador de celda, que difieren de acuerdo con cada instalación. En algunas instalaciones durante la transferencia de material radiactivo no se puede abrir la puerta de la celda que va a recibir la producción, otras instalaciones poseen un sistema

que si la puerta de la celda se abre durante la transferencia se interrumpe el proceso, quedando el material radiactivo contenido en la línea de transferencia (blindada) hasta que la puerta de celda se cierre y se puede completar la misma.

- Los enclavamientos asociados a la transferencia, vinculan la operación de dos equipos distintos (ciclotrón y celdas) los cuales, en general, son de fabricantes distintos. Por lo tanto, suelen presentar dificultades la implementación de sistemas de seguridad necesarios si alguno de los equipos se encuentra en garantía. Se han presentado casos en los que el fabricante de un equipamiento retira la garantía del mismo si se incorporan, por ejemplo, actuadores externos adicionales. En la ARN se consideran y analizan diversas soluciones tecnológicas, que aseguren los aspectos de protección radiológica, manteniendo la garantía de sus equipos. En estos casos suelen implementarse sistemas de alarmas especiales para advertir al operador de celda condiciones tales como, ciclotrón irradiando, transferencia de material radiactivo hacia la celda y material radiactivo en la celda. Además, se establece un sistema de comunicación entre el operador de celdas y el operador de ciclotrón, de modo tal que no se habilite la transferencia de material radiactivo, si las celdas no están en condiciones para recibirlo.
- Laboratorio de Radiofarmacia:
 - En los Laboratorios de Radiofarmacia, también existen enclavamientos que impiden la apertura de la puerta de las celdas cuando alojan material radiactivo. En Argentina, la Norma AR 6.1.1 “Exposición ocupacional de instalaciones radiactivas Clase I” establece el criterio a tener en cuenta para la implementación de enclavamientos.⁶ Algunas instalaciones poseen solamente un sistema de alarmas, que advierten la presencia de material radiactivo en celdas sin enclavar la puerta. No obstante, los sistemas automáticos como los enclavamientos siempre son de preferencia respecto de los sistemas de seguridad basados en procedimientos como las alarmas que disparan acciones del operador. Por lo tanto, se está trabajando para la implementación de enclavamientos en las instalaciones que por la actividad máxima que producen poseen solamente un sistema de alarmas.
 - En el Laboratorio de Radiofarmacia se instalan alarmas indicadoras del apartamiento de las condiciones normales de operación de las celdas asociadas al confinamiento, por ejemplo pérdida de depresión, o altos valores de tasa de dosis ambiental, entre otros.

3. Resultados y discusión

Un sistema adecuado de enclavamientos y alarmas, especialmente diseñado para prevenir el acceso inadvertido a campos de radiación de moderados a intensos, es un requisito relevante de seguridad radiológica en instalaciones con ciclotrón y laboratorio de radiofarmacia. Tal sistema debe estar sometido a un proceso de mantenimiento en condiciones operativas de cada uno de sus componentes. Al respecto, en Argentina, cada instalación propone y documenta ante la ARN el programa de pruebas rutinarias que se realizarán a los sistemas de seguridad con el objeto de detectar posibles fallas en los mismos. Este programa incluye, además, las condiciones de aceptación de las pruebas, la frecuencia de realización, los responsables del mismo y la modalidad de registro. Adicionalmente, la ARN realiza la verificación tanto de los enclavamientos y alarmas como del resto de los sistemas de seguridad durante las inspecciones. También realiza las mediciones correspondientes a diversos parámetros que tienen acción directa sobre los sistemas de seguridad, como por ejemplo la medición del valor de tasa de dosis que dispara una alarma o acciona un enclavamiento.

Por otra parte, el organismo regulador de Argentina ha entrado en contacto con fabricantes locales de celdas destinadas a Laboratorios de Radiofarmacia, a los fines de armonizar los criterios de diseño de los sistemas de seguridad radiológica. Esta interacción ha permitido mejorar la seguridad de las celdas.

La seguridad radiológica aplicada a la prevención del acceso inadvertido a campos de radiación, se garantiza a través de un sistema integral que incluye enclavamientos, alarmas, procedimientos, mantenimiento adecuado y monitoreo de parámetros esenciales.

4. Conclusiones

Un sistema de enclavamientos y alarmas implementado para la prevención de acceso inadvertido a campos de moderados a intensos de radiación, conjuntamente con un esquema de mantenimiento, verificación y monitoreo adecuado, logra que una instalación presente condiciones de seguridad radiológica satisfactorias. Existen diversidad de diseños con diferentes tecnologías para garantizar los aspectos de seguridad radiológica, y la ARN debe analizarlos y verificarlos, comprendiendo las diferentes realidades que presentan las instalaciones, como por ejemplo la pérdida de una garantía.

Además, se deberá trabajar con los fabricantes de equipamiento en la homogeneización de los criterios para el diseño de los sistemas de seguridad radiológica. Asimismo, estos criterios deberán reflejarse en los procesos de compra de equipamiento que realizan las instalaciones.

REFERENCIAS

- [1] TRS 465 - IAEA - Cyclotron Produced Radionuclides: principles and practice, (2008)
- [2] TRS 468 - IAEA - Cyclotron Produced Radionuclides: physical characteristics and production methods, (2009)
- [3] TRS 471 - IAEA - Cyclotron Produced Radionuclides: guidelines for setting up a facility, (2009)
- [4] ARN Norma Regulatoria AR 10.1.1 Rev3– Norma básica de seguridad radiológica, (2003)
- [5] ARN Norma Regulatoria AR 5.1.1 Rev1– Exposición ocupacional en aceleradores de partículas Clase I, (2002)
- [6] ARN Norma Regulatoria AR 6.1.1 Rev1– Exposición ocupacional de instalaciones radiactivas Clase I, (2002)

GuiAR: a New Tool for Implementation IDEAS Guidelines

Gossio, S.



GuiAR: a new tool for implementation IDEAS guidelines



Sebastián Gossio^{1*}.

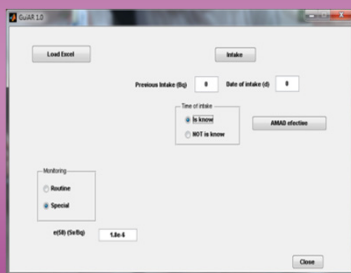
¹ Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. Del Libertador 8250. Buenos Aires, Argentina.

*gossio@arn.gob.ar

Abstract

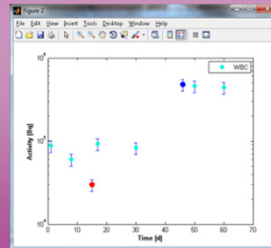
The IDEAS Guidelines provide a method to harmonize dose evaluations using criteria and flow chart procedures to be followed step by step. A Matlab-based computational tool, named GuiAR, was developed to help in IDEAS guidelines implementation. This tool uses a graphical user interface comprising three basic modules: routine monitoring, special monitoring and AMAD effective. This software determines the presence of possible outliers and previous intakes. It works with different bioassay data: urine, faeces and whole body burden simultaneously. It calculates intakes by fitting measurements data with the maximum likelihood method and determines p-values. In case that time of intake is not known, the code allows its determination. On the other hand, if early lung burden and faeces data are available, it is possible to estimate the effective AMAD.

The software GuiAR calculates the intake using maximum likelihood method. Both in the case of routine and special monitoring, takes into account the previous intake. This tool uses a graphical user interface.



The bioassay data, the scattering factors (SF) and the retention fractions must be entered in Excel spreadsheets, one sheet for each type of bioassay data (i.e. urine, faeces, whole body).

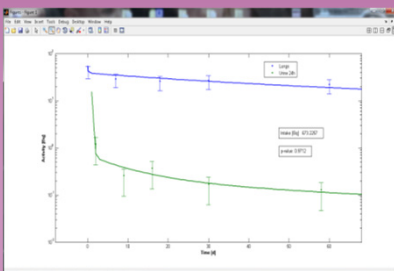
This software determines automatically the presence of possible outliers and others possible intakes. If the measurement is less than SF³ away from the trend of the other data, the data is considered an outlier and marked with red. If the measurement is major than a factor SF³ away from the trend of the other data is considered a new intake and marked with blue.



A set of bioassay data with an outlier (red) and new possible intake (blue).

Special monitoring

This module can calculate the intake considering various types of measurement.



Example of intake estimation for two types of bioassay data (lung and urine of 24 hs).

In the case that time of intake is not known, the code allows its determination. Even determining the date of incorporation, the tool calculates the intake from the appointed day until the day of the first measurement, assuming that the intake occurs the day when p-value is maximum.

Routine monitoring

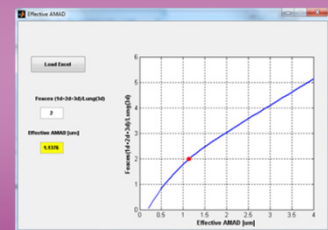
For routine monitoring the software stores in a spreadsheet, the following values: previous intake, P*SF², P/SF², date of intake and E(50) for each period.

Period n: 1	Period n: 2	Period n: 3	Period n: 4	Period n: 5
P [Bq]	P [Bq]	P [Bq]	P [Bq]	P [Bq]
0	0	0	0	0
0	792.31	140.15	28.59	6.28
0	0	0	0	0
0	0	0	1501.27	328.23
0	0	0	0	926.97
I [Bq]	I [Bq]	I [Bq]	I [Bq]	I [Bq]
37372.88	0	68239.37	36639.17	0
P*SF ² [Bq]	P*SF ² [Bq]	P*SF ² [Bq]	P*SF ² [Bq]	P*SF ² [Bq]
0	1276.71	223.99	2436.17	2025.23
P/SF ² [Bq]	P/SF ² [Bq]	P/SF ² [Bq]	P/SF ² [Bq]	P/SF ² [Bq]
0	491.69	87.69	960.71	785.76
Date I	Date I	Date I	Date I	Date I
17-Jun-06	23-Dec-06	26-Mar-07		
E(50) [mSv]	E(50) [mSv]	E(50) [mSv]	E(50) [mSv]	E(50) [mSv]
0.523	0	0.955	0.513	0

Example of the result of routine monitoring.

Effective AMAD

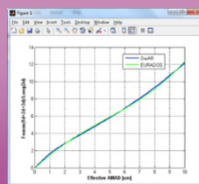
If early lung burden and faeces data are available, it is possible to estimate effective AMAD.



Effective AMAD calculation.

Validation

The software verification was performed using the results of the EURADOS 2009 intercomparison. The effective AMAD was verified by comparing the effective AMAD calculated by GuiAR and the one proposed by EURADOS.



Comparing the calculated effective AMAD by the GuiAR and the one proposed by EURADOS.

Conclusion

The new computational tool made it possible to apply the IDEAS guidelines, in a friendly way. It's used a routine task and academic purposes.

A stand alone code is planned. It is intended to include the effective pathway of intake.



Maintenance of the Buried Neutron Irradiator

Grassi, E.; Villella, A.; Soppe, E. and Carelli, J.



Contact: egrassi@arn.gob.ar

Maintenance of the buried neutron irradiator

Grassi E., Vilella A., Soppe E., Carelli J.

Nuclear Regulatory Authority, Buenos Aires, Argentina



ABSTRACT

The Argentinean Nuclear Regulatory Authority (ARN) has developed a neutron irradiation facility at the Ezeiza Atomic Centre to provide support to regulatory activities. In order to perform a preventive maintenance of the N40-BG-M-2 neutron irradiator (Hopewell Designs Inc.), a bearing was changed by a new one.

The first step was to take out the radioactive sources "housed in" and to install them in different shields. The radioactive sources were Cf-252 (41 µg to 10/2010) and AmBe of 5 Ci. The transport package that was originally sent by the manufacturer was used as a temporary storage.

For the extraction operation, a special device was designed to avoid operators irradiation.

This resulted in an operation that did not deliver dose to operators. However, little doses could not be avoided while manipulating packages.

Problems arising from mechanical operation to select sources were solved after replacing the bearing.

Previous attempts had been focused on the air pressure line as well as to the irradiator pipe which had been also purged by air blowing and a treatment to remove the rusty affecting the bearing.

The irradiator was successfully reassembled and the sources installed again.

Once the device was up to work, performance tests on sources motion were carried out. The collective dose of all operations was less than 66 µSv.

In this paper a detailed description of every step achieved to get the best performance of the irradiator, is presented.

Results of the tests showed that the repair of the irradiator was successful.

1. INTRODUCTION

This paper describes the tasks performed for the repair and safe operation of the irradiator system. The irradiator, provided from the U.S., was assembled and put in stand by with personnel of the ARN and Projects and Designs Co. that built the foundation and support according to drawings provided by the ARN. It has a part for the underground storage of radioactive sources. Using a pneumatic selector system the source is extracted and placed in position for irradiation, two meters above the floor. This device must have to work with compressed air supply and electrical power in order to management system PLC commands. The irradiator was kept in continuous operation for 5 years until the operators began reporting problems positioning the source. When a position was selected the system was placed in another. Other problems was stacking sources, the hardness in the selection mechanism and the lack of retention in position the source of irradiation.

2. MECHANICAL SYSTEM CHECKING

It was presumed that the problem could be due to lack of air pressure, having to check the correct status of the compressor, pipes, pressure regulators and pneumatic actuators.

The compressor had a inspection routine out schedule, verifying oil level gauge, condition of the belts and voltage, rpm, and consumption of the electric motor. All these parameters were within the correct values and showed no problem for proper operation.

The main air supply and air filter have been checked, verifying that were unobstructed and in good working order.

The proper operation of the pressure control valve located within the equipment enclosure was also verified.

The operation of the vacuum ejector was inspected with a provide vacuum gauge in order to check the retention of the selected source on the top tube of the irradiator. The measured values were not satisfactory, deciding the filter change and pressure grew to be acceptable values.

The pneumatic piston system was removed and watched and this is in good working order.

We proceeded to turn the selector (carousel) manually, detecting braking performance than service.

We proceeded to increase the pressure of the piston and the system worked normally. With this solution the laboratory irradiation returned to normal operation, with the proviso that the system does not evolve into rotation and subsequent hardening of the mechanism.

3. MAINTENANCE SCHEDULE

After running a time and within the scheduled maintenance period was made an unassembled of the mechanical system and being carried out the following tasks:

1. Removing sources and put it in shielded containers. (Figure 1)
2. Removing the control box located on the top of shield underground.
3. Unassemble the rail's support of detectors, testing dosimeter of irradiation.
4. Armed gantry, a rail winch was mounted in order to lift whole shield and carousel. (Figure 3)
5. Removing of the carousel shielding from his pit. (Figure 4)
6. Disassembly of the shield.
7. Disarming the System axis-carousel slide sources. (Figure 5)
8. Removing shaft bearings.
9. Placement of new bearings. (Figure 6)
10. Axis mounting system carousel device.
11. Assembling the shield.
12. Lifting, positioning, alignment and mounting it in his pit.
13. Assemble of control box.
14. Assemble rail's support.
15. Placing of sources into irradiator.

After that, was proceeded to load service compressed air in tanks and later, the system was energized to test the equipment running. The tests were: different sources selection order, holding sources on top in short or long irradiation periods, rush through moving irradiation position and kept safely underground.



Figure 1.



Figure 2. Containers



Figure 3 & 4.



Figure 5.



Figure 6.



Shield integrity

4. CONCLUSIONS

The maintenance tasks were performed successfully. Performance tests were fully overcome. The effective dose received by workers involved the tasks was negligible. This was achieved because during the sources transfers, the only proximity to radioactive sources was for the movement of shielded containers.

Natural Circulation Characterization of the CNA II PHWR Based on Flow Maps Using RELAP5

Lazarte, A.I. and Ferreri, J.C.

Natural Circulation Characterization of the CNA-II PHWR based on Flow Maps using RELAP5

Alejandro I. Lazarte and J.C. Ferreri¹
alazarte@arn.gob.ar jferreri@arn.gob.ar

Autoridad Regulatoria Nuclear
Av. del Libertador 8250, 1429 Buenos Aires, Argentina

ABSTRACT

A natural circulation (NC) study based on natural circulation flow maps of the Atucha-II pressurized heavy water reactor (PHWR) has been performed by varying the primary mass during a hypothetical very small break loss of coolant in the cold leg (lower than 1%). The analysis has been done using NRC-RELAP5/mod3.3/patch4 (versions gl and iy) released versions of this code. The objective was characterizing the reactor thermal-hydraulic behavior in natural circulation with respect to other reactor systems and integral test facilities, so the studies do not constitute a specific safety analysis because safety systems are not allowed acting to mitigate the effects of the transient. The simulation outputs for different reactor conditions as well as boundary conditions fit well in the well-known flow map built from experimental data. A similar job has been already done before in an operational pressurized heavy water type reactor (Atucha-I) having obtained scalable results. A sensitivity study was performed modifying the closure laws in the code for friction as well as heat transfer coefficients during the transient in single and two-phase stages to get a more detailed insight on their effects over the flow map. The same procedure has been applied revisiting a scaled-4-loop-PWR experiment (Semiscale MOD-2A). The sensitivity study and simulation results for the Semiscale MOD-2A were compared with the experimental data and their corresponding measurement uncertainties, showing overlapping and matching between the uncertainty bands predicted and experiments, despite the wide range of variation adopted for the above mentioned closure laws. As a consequence of these variations, useful information was inferred for characterizing the behavior of the Atucha-II reactor in NC conditions.

KEYWORDS

Natural Circulation, reduced inventory, PHWR, CNA-II, Semiscale MOD-2A

¹ *Advisor Emeritus*

1. INTRODUCTION

This paper is aimed at determining the residual heat removal capacity of a particular PHWR design in a postulated, reduced mass inventory scenario. The related nuclear installation is the Atucha-II nuclear power plant (denominated CNA-II in what follows). In general it will be avoided to make reference to the system discussed as being ‘the plant’. This is due to give proper consideration to the fact that some basic safety features, e.g. like high pressure ECC system, have been disabled by trips in the simulations. References [1-2] have demonstrated this capacity for a closely related design of a nuclear installation, the CNA-I. Many peculiarities of the CNA-II design have been shown in some papers of a collected volume up to 2010 in reference [3]. Only a very brief description will be attempted in what follows.

The CNA-II is a Gen II PHWR (KWU-Siemens design) generating 2160 MW_{th} and 745 MWe. The fuel is natural U (active zone 530 cm), the coolant and moderator are heavy water (D₂O) and are physically separated, at different temperatures and at the same pressure. The CNA-II has two (independent and diverse) shutdown systems formed by control rods (9 stainless-steel and 9 Hafnium) divided in 6 banks with 3 control rods each and a fast boron injection system (4 lances). Important technical, nominal data is detailed in Table 1

Table 1 Some relevant data of the CNA-II PHWR.

Parameter	Nominal value
Core power	2160 MW
Primary mass	185 ton
Primary volume (no surge line and pressurizer)	211 m ³
Pressurizer volume	87 m ³ (47 m ³ water)
Primary SG inlet temperature	313.8 °C
Primary SG outlet temperature	278 °C
Primary and moderator pressure	115 bar
Secondary pressure (full load)	55.9 bar
Core flow area	1.97 m ²
Mean moderator temperature	170 °C
Total fuel mass	88 ton

Figures 1 and 2 [4] are included to illustrate the geometrical configuration of the CNA-II PHWR, showing sketchy, perspective views of the primary system and its associated moderator system, respectively. Further details will be given along with the nodalization description in Section 2.2.3.

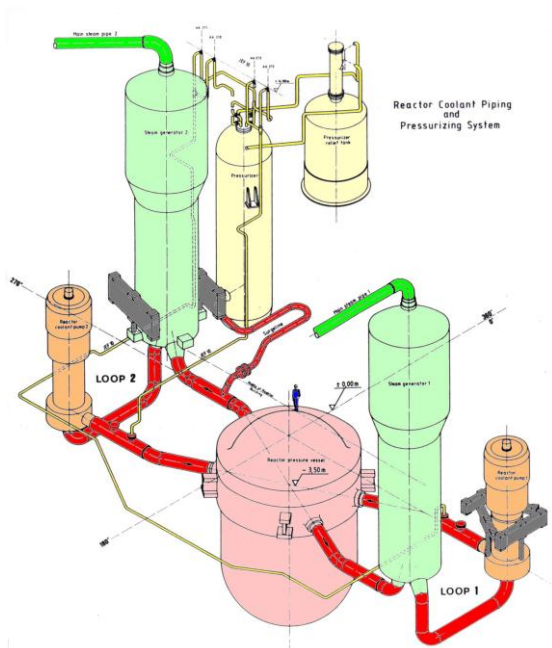


Fig. 1 CNA-II Primary system view.

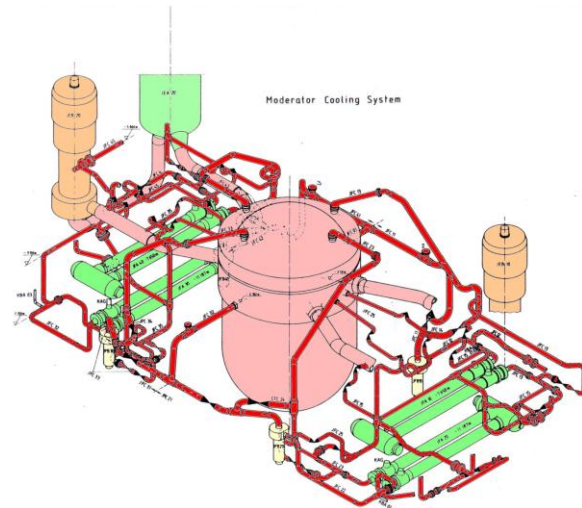


Fig. 2 CNA-II Primary system and Moderator thermal hydraulic system view.

The present paper is a contribution closely related to the previous studies on the CNA-I [1-2]. *Mutatis mutandis*, it is pertinent to almost quote some justification coming from said references.

With the objective of verifying the behavior of the CNA-II under NC conditions in mind, a study of NC in the CNA-II PHWR NPP was performed. As before, it was considered worth evaluating how the CNA-II PHWR NPP behaves in relation to results obtained in experimental installations and PWRs operating in NC, residual heat removal conditions and laws deduced on the basis of governing equations valid in the same conditions. The following was considered:

- a) Results for experimental installations and PWRs operating in NC residual heat removal conditions: D'Auria and Frogheri [5] proposed the use of NC Flow Maps (NCFMs) to assess PWR performance. In said paper, these authors summarized several previous studies and presented results that served to characterize NC as a system phenomenon in PWRs.
- b) Laws deduced on the basis of governing equations valid in NC scenarios: Comparing results in this case would give a good perspective of the CNA-II plant performance. In this case, considering a modified analysis of Duffey and Sursock [6] was again appropriate, because of its simple, physically based, theoretical approach and the consideration given to experiments in Integral Test Facilities (ITFs).
- c) In particular, the Semiscale ITF MOD-2A experiment [7] was revisited to perform an analysis of heat transfer correlations with random variation in their value and to determine their effects on the results of SBLOCA experiments. These results gave feedback to the analyses performed on the CNA-II.

2. ANALYSIS

2.1 Thermal hydraulic Systems Code

Results have been obtained using RELAP5/MOD3.3gl and MOD3.3iy Patch 4 [8], which was recompiled using Compaq Visual FORTRAN 6.1 to introduce small modifications to allow parameter variations. Since NC in a nuclear reactor of the PWR is mainly governed by the relative relationship between friction (distributed and concentrated) losses and single and two phase buoyancy forces originating in density differences, 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.

The rationale was as follows: the single phase mass flow rate can be scaled as $W_{1\phi}^3 \propto \left(\frac{gQ_0}{K}\right)$ where g is the gravity acceleration, Q_0 is the total power delivered to the coolant and K a lumped, irreversible pressure losses coefficient taking also into account the pressure losses due to friction. The power delivered to coolant (and, at the end, to the secondary side) is a function of the heat transfer coefficient, and hence that coefficient was changed in all involved correlations called during the simulated transients.

Before changing parameters in correlations, a simulation was performed in order verify which heat transfer correlations were involved in the cases of interest. Also the heat transfer mode and flow regime mode were tracked, because of their influence in the heat transfer coefficient. The procedure followed was simple, namely:

- a) The set of known correlations are tracked in the code (variables as coded) and the local/global variables are identified.
- b) The identified correlations are multiplied by a factor as local variable that was randomly calculated before simulating and were fed to the code as an ASCII file. It has to be remarked that a correlation may be called more than once, so it was checked that is was affected by the factor just one time. For instance, the Dittus-Boelter correlation is called several times, basically during subcooled and saturated nucleate boiling heat transfer.
- c) A set of flags was included for writing in the output text file when and what was changed and for further checking of the correctness of the procedure.

As a consequence of the above, the correlations have been chosen, as detailed in the following table:

Table 2 The random multipliers to heat transfer correlations

Name	Correlation	Routine	Variables name as coded
fdatahtc(1)	Dittus	Dittus.f	Hturb
fdatahtc(2)	Churchill-Chu	Dittus.f	Hnat
fdatahtc(3)	Chen	Prednb.f	hmic
fdatahtc(4)	Nusselt	Conden.f	hcond
fdatahtc(5)	Shah	Conden.f	hshah

Simultaneously, the explicit correlation used by RELAP5 code for the friction factor for turbulent flows (Sylvester correlation) was modified multiplying the factor by an independent random multiplier as stated above. The introduction of a given set of multipliers was implemented by reading the previously generated multiplier set at the beginning of a run, as exemplified in the following FORTRAN lines:

```
cFlags initialized as .false. by compiler
cAIL+ HT modification
c original
      htrub = 0.023d0*cohdm*pr4*rey**0.8d0
c modified
      htrub = fdatahtc(1)*htrub
cAIL-

cAIL+
      if (fdittusail1 .eq. .false.) then
        open (2057, FILE='extdatdit.dat')
        do 10 i=1, 11
          read (2057, *) fdatahtc(i)
10      enddo
        close (2057)
        write (output,2056) fdatahtc(1)
2056   format ('0AIL+ Dittus called. Factor used: ',1p,g14.6)
        fdittusail1 = .true.
      endif
cAIL-
```

Some specific macros have been implemented to read a multiplier set of six values at a time and for each run. An exception to this procedure was also reading a constant multiplier for the gravity acceleration, for reasons to be discussed elsewhere. Setting all multipliers equal to unity imply that results must be the same than the ones obtained from the original NRC's executable RELAP5 code recompiled by the authors. This was appropriately verified from runs associated to the SemiScale NC02-A ITF experiment.

2.1 The SemiScale ITF Experiment MOD-2A revisited

The SemiScale Experiment MOD-2A is a natural circulation experiment carried out by EG&G Idaho Inc. and documented in the early eighties. The objective of the set of experiments conducted in this program was to evaluate the behavior driven by natural circulation in a PWR during a hypothetical, reduced mass inventory accident. One important outcome was to obtain experimental results from this integral-effect facility useful for analytical development and the assessment of previous computing codes, being those currently the basis of updated or new ones.

The SemiScale facility is a small-scale primary system of a four loops PWR nuclear power plant (scaling aspect 1/1705). The facility contains most of PWR components such as: steam generator, downcomer, primary system piping, vessel, pumps, and pressurizer. The core is represented by a set of electrically heaters that may deliver a variable power to the coolant. The results corresponding to 60 kW have been selected in this study (it will be referred as NC02-A in what follows). Nevertheless, the total power could range from 30 kW up to 100 kW depending on the experiment.

In the facility, the four loops were represented by two loops: the intact and the broken ones. For the SemiScale NC02-A experiment only one loop (the broken one for simulating a step-

wise SBLOCA) was used. In Table 3 several of relevant parameters of the installation are listed. More technical and experimental information may be found in [7].

Table 3 Relevant parameters of the SemiScale ITF MOD-2A experiment

Parameter	Value
Primary pressure	104 bar
Secondary pressure	60 bar
Total secondary volume	0.246 m ³
Number of steam generator tubes	2
Mean steam generator tube height	9.4 m
Secondary heat transfer area	2.5 m ²
Core power	60 kW
Core mass flow rate (Inventory: 100 %)	0.36 kg/s

As mentioned above, the one-loop configuration was considered. The RELAP5 nodalization used for assessments [8] was adopted as a reference. One exception to this condition was considering a SBLOCA. In this case we proceeded guided by the data related to the studies in reference [9], concerning the definition of a small break and included the break and the appropriate trips to drive the simulation. It is known that stepwise reductions of loop mass inventory and SBLOCAs lead to similar behavior of the loop, at least regarding the mass flow rate evolution in time.

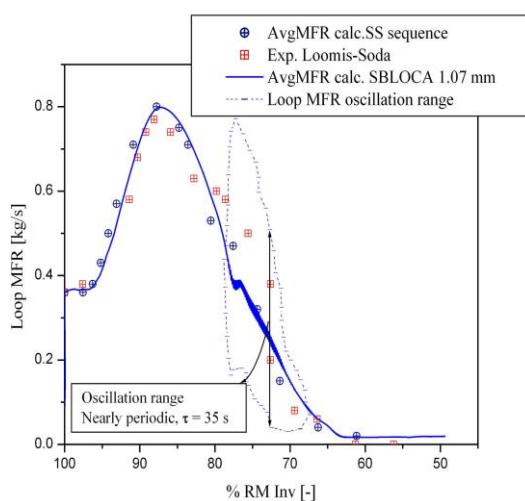


Fig. 3 NCFM for Semiscale NC-02A.

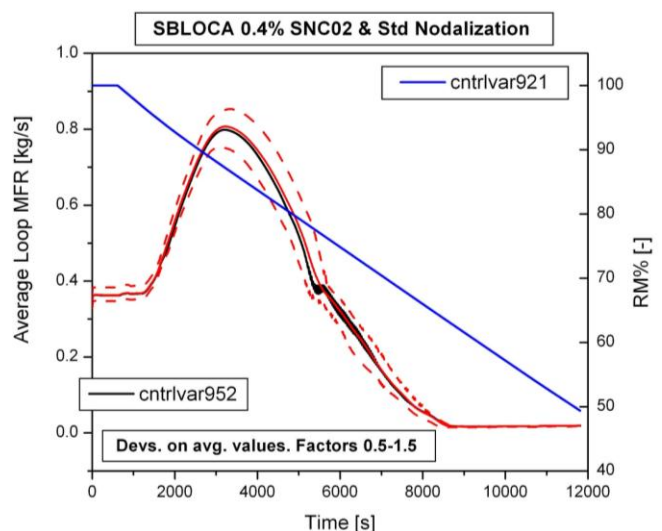


Fig. 4 Core mass flow rate for Semiscale NC-02A including bands for parameters variation and the mass inventory as function of time.

Figs. 3 and 4 summarize the results obtained for the simulation of the NC-02A experiment. Fig. 3 shows the NCFM like in [1, 2 and 5]. The assessment nodalization [8] has been maintained, except for the changes to consider the SBLOCA. In this case, three sets of results are shown, namely: a) the experimental ones as obtained from [7]; b) the corresponding results obtained by a sequence of steady states at different mass inventories and, c) the ones corresponding to the SBLOCA mentioned before. As may be observed, agreement between

experiments and simulations is reasonable and consistent with the code assessment results. All other experimental results have been checked, with similar agreement. The system wide oscillating behavior of the mass flow rate is also shown as an envelope in this figure. A detailed discussion of the nature of this oscillations and the behavior of the system with two channels in the ITF steam generators will be reported elsewhere, because they deserve special attention. Fig. 4 shows the time evolution of the core mass flow rate obtained performing 124 runs of the same input deck allowing random variations of the parameters as detailed in Section 2.1. The control variables 921 and 952 (in RELAP5 nomenclature) represent the percentage of residual mass in the system with reference to its initial value and the averaged mass flow rate. In this case, the nominal run results coming from the SBLOCA simulation and the band of variation of these results obtained by spline fitting of the deviations are plotted.

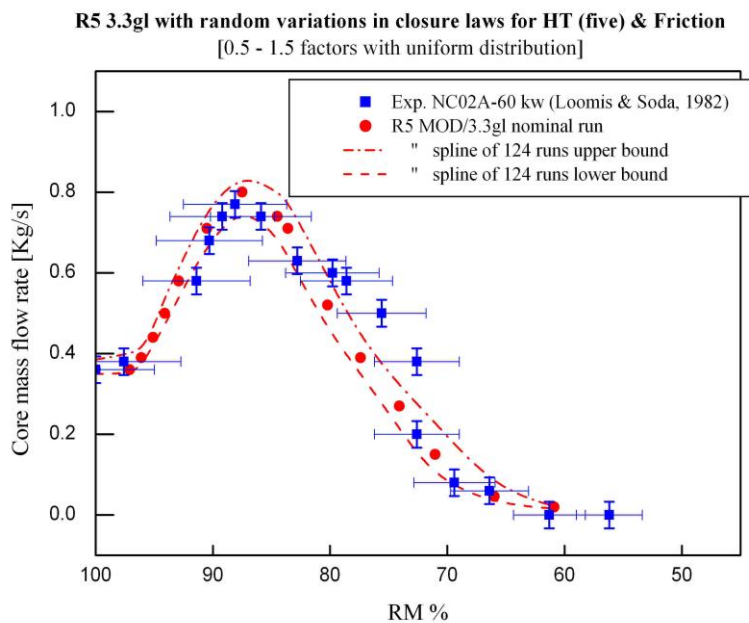


Fig. 5 NCFM for Semiscale NC-02A including bands for parameters variation and experimental data.

Fig. 5 shows the same data confronted with the experimental results. The experiments are shown with their corresponding uncertainties, as inferred from [5]. As may be observed, these uncertainties are of the same order than the ones obtained from the simulations and in a considerable fraction of core mass flow rate variation the experimental uncertainties include the variation from the simulations. Two conclusions may be obtained from the quoted results, namely: a) the rather strong random combination variation allowed in the heat transfer and friction coefficients (0.5 – 1.5 of nominal values) does not affect the general good agreement obtained and b) due to the above, this experiment should not be used to qualify such type of correlations in the range herein studied. This aspect does not invalidate its use for the objective of the present study. It should be noted that small variations or errors of the studied empirical correlations cannot be detected in these experiments.

2.2 Characterization of CNA-II in a NC, reduced Mass Inventory Scenario

In this sections the results obtained using the same approach as described in the previous section are briefly summarized.

2.2.1 Plant description as a thermal-hydraulic system

This subsection is included to emphasize once again that this study does correspond to a characterization of the CNA-II as a nuclear system in a hypothetical scenario that is not in correspondence with the expected plant behavior. This is due to the not-activated safety systems that could mitigate the effects of this type of accident. Nevertheless the results will show that this CNA-II design fits in the NCFM as its predecessor, the CNA-I and most PWR designs.

2.2.2 Initial and Boundary conditions (IBCs)

The boundary conditions were: a) constant power is delivered to primary water after reactor SCRAM, set to 4 % of nominal power for this very small break LOCA (VSBLOCA); b) the VSLOCA is modeled by a valve located in the cold leg in the same loop where the pressurizer is located (broken loop). The break corresponds to 0.1% of the cold leg area; c) SG feed water supply was assured and maintained at nominal (fractional power) conditions. This means that the levels in both SGs and the pressure are kept constant as it was done in the SemiScale NC-02A experiment; d) the moderator and the primary pumps are stopped after the SCRAM signal (reactor trip) and e) the total primary mass and the moderator system are controlled during the time needed to reach a steady-state after SCRAM and after transient.

When the plant is depressurizing, like in other nuclear power plants, the ECCS should be tripped but this safety system is disabled in the simulation. Since the mass in the pressurizer is about 27 % of the pressurizer system, a check valve was located in the surge line that is closed when the break is opened and, therefore the water mass in the pressurizer is not available. Besides, the pressurizer in the SemiScale NC02-A was also disabled when the coolant discharge starts, as in most ITFs experiments dealing with NC.

This set of IBCs specifies a postulated scenario, useful to attain the previously stated objective. Heavy water properties have been considered in the simulations.

2.2.3 RELAP5 Nodalization

The plant nodalization consists of the two loops primary system, two steam generators and four loops moderator system. In PHWR, the moderator is separated from the coolant but it may exchange mass and energy with the coolant through four holes in the upper-plenum. The effect of the mass flow through these holes during a VSBLOCA has been studied for the CNA-I [1].

Figs. 6-8 show the nodalizations of one primary loop (where the pressurizer it is located), one steam generator and the pressure vessel, respectively. The core, which is divided in five channels, is shown in Fig. 9. The moderator system is not shown for brevity. The model has 449 (five core channels) hydraulic components, 1116 heat slabs materials, 2244 connections and about 16000 mesh points; all summing up 17000 input lines.

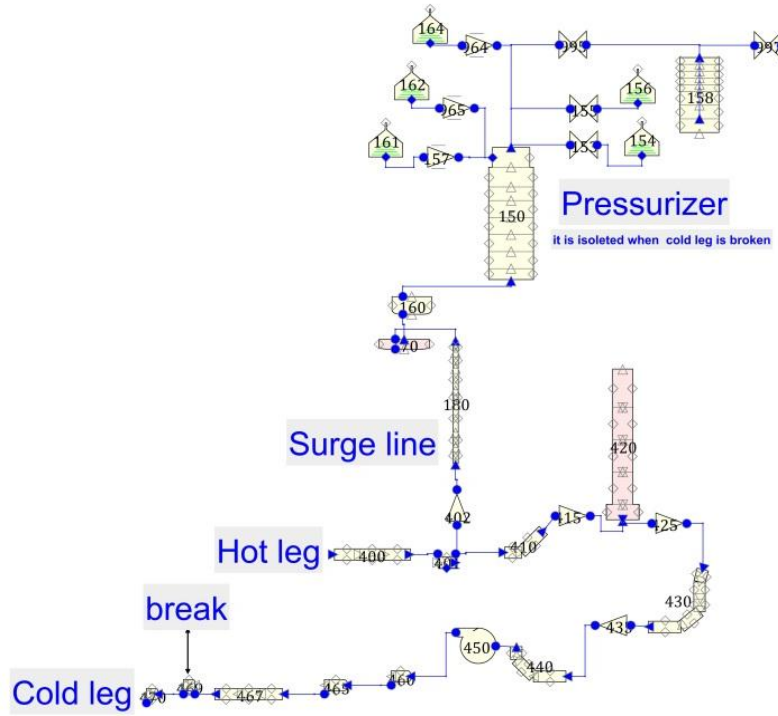


Fig 6: Nodalization of one primary loop, showing the pressurizer with its control system and safety valves.

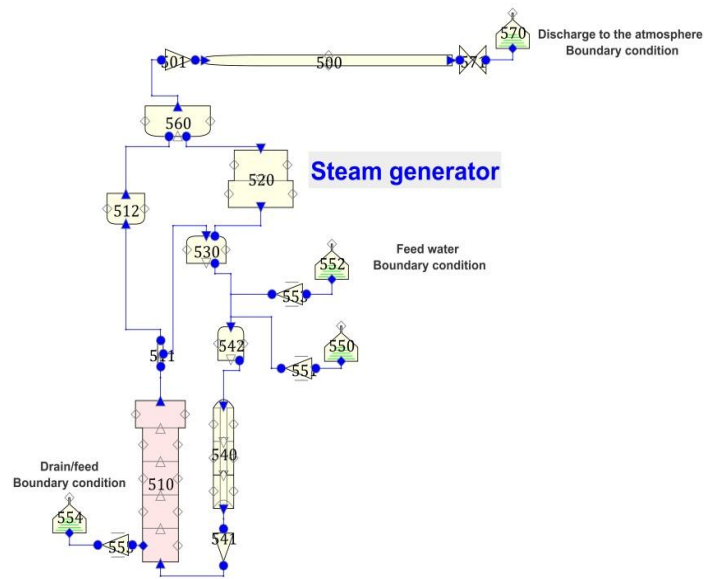


Fig. 7: Nodalization of one of the SGs secondary side. Time dependent junctions have been added in order to maintain constant mixture level and pressure.

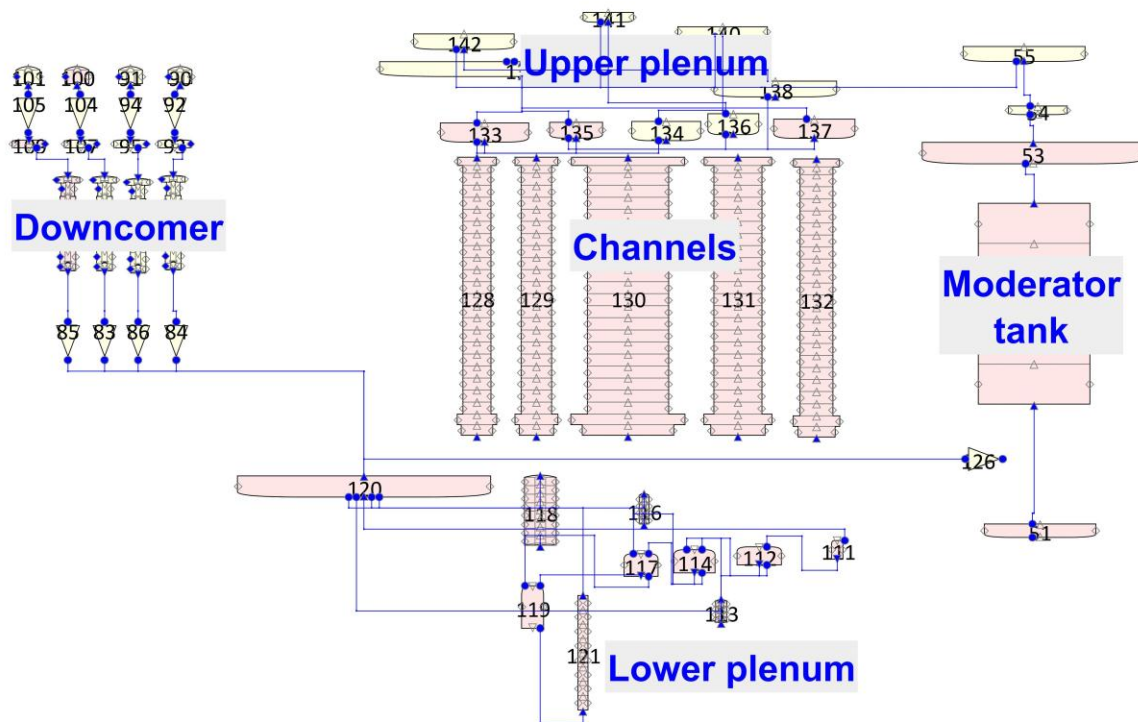


Fig. 8 Nodalization of the pressure vessel. Five equivalent channels, the downcomer and the lower and upper plenums have been considered.

The power is delivered to the coolant by heat structures. Since the moderator has an important role due its huge mass, the heat transfer from coolant to moderator has been modeled by means of conduction and convection.

2.2.3 Fitting an analytical model

The analytical model in [6] likely predicts the mass flow rate during single phase, two phase flow and the initialization of the reflux condensation phase in a natural circulation scenario of a typical PWR/BWR. The model is detailed in said reference. The development is based on the mass flow rate due to difference in densities between cold and hot legs and the friction losses in single and in two phase flow considering a homogeneous model for estimating two phase friction irreversible losses. The Zuber-Findlay void fraction model is used for predict mean void in the core. Basically, the model consists of two functions describing from one side, the evolution of mass flow rate for an mass inventory between 100 % (single phase) and the inventory at which is established the maximum mass rate and, from other side, the mass flow when inventory is in between the latter inventory and at which the mass flow rate vanishing (reflux condensation condition). The analytical model is a quite simple model in which correlations and model may be changed, sometimes easily. It was observed that the maximum mass flow rate is overestimated. This value is strongly dependent the lumped irreversible friction losses in single phase flow and the two phase multiplier. The homogeneous model may be under predicting the multiplier for a steam quality ranging from 0.0 to 0.1. Due to this, other analytical model (Jones model) was implemented based on the Martinelli-Nelson two phase friction model postulating that the multiplier is not affected by the flow rate and pressure. The results obtained will be discussed in the following subsection.

2.2.4 Results obtained and discussion

One set of results are shown in Fig. 9. The RELAP5 runs correspond to the above mentioned SBLOCA as specified by the IBCs in previous subsections. A run corresponding to CNA-I [1] is shown for the sake of comparison.

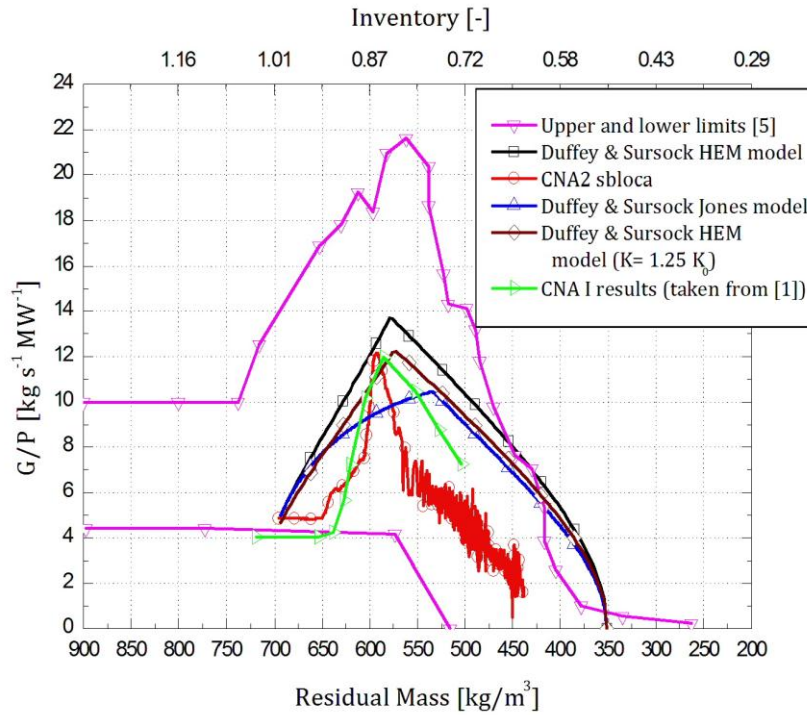


Fig. 9 NCFM for CNA-II under different approaches, including CNA-I.

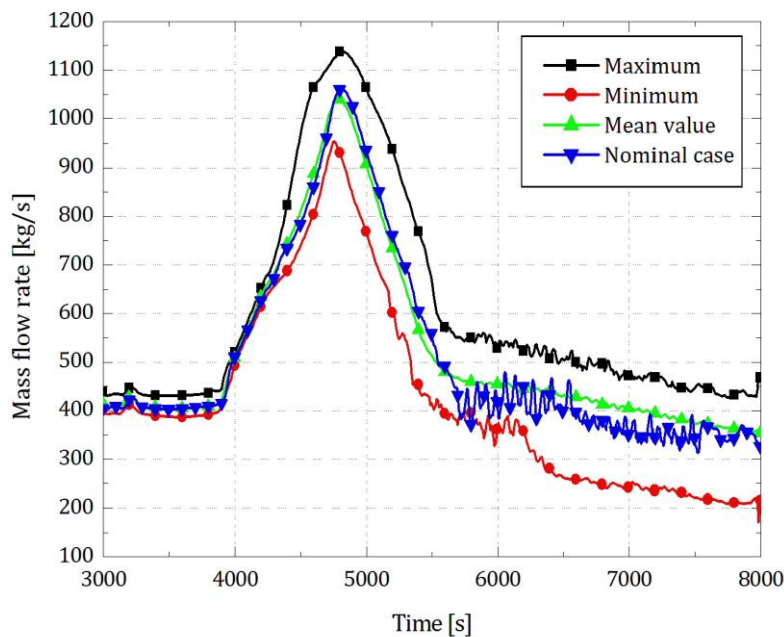


FIG. 10 Sensitivity to parameter variations relevant to NC characterization of the CNA-II in a 0.1% SBLOCA transient.

Also shown in this figure, some variations of the results of [6] have been grouped. It may be noted that the original model predicts well at which mass inventory the maximum mass flow rate occurs. This also applies to the reflux condensation condition. On the other hand, as it was mentioned above, the maximum flow rate is strongly affected by the single phase lumped irreversible pressure losses coefficient (K), mainly during natural circulation steady state. For instance, a variation of up to 25 % may be acceptable. Correspondingly, using 1.25 as a multiplier for the friction factor, a closer approximation to the RELAP5 run is obtained. A curve corresponding to the Jones friction model is shown for comparison. This model increases the friction losses compared to the homogeneous model and slightly move the inventory at which the maximum flow rate is obtained.

Fig. 10 shows the results obtained for the sensitivity study to heat transfer and friction correlations as specified in 2.2.1 above. The nominal smoothed evolution is shown as a function of time for this 0.1% VSBLOCA. The average curve for 93 runs is shown for comparison, along with the band of variation of the results. All are based on averaged results. The band of variation ranges around 20% at the maximum flow rate condition that occurs at a mass inventory percentage of about 74%. This dispersion trend is consistent with the previous results from the Semiscale NC02-A. This band becomes wider for the time window where system wide oscillations occur. Those oscillations, mainly generated in the steam generators, when mass flow rate is decreasing after reaching its maximum have been reported in other ITFs such as SemiScale NC02A and were observed in CNA-II simulations. It has to be remarked that reflux condensation basically initiates by a mass inventory close to 50 % as in other ITFs, and it is well predicted by the analytical model.

3. CONCLUSIONS

Results obtained for the CNA-II PHWR under restricting IBCs allowed the characterization of this nuclear installation. These results fit in the band of acceptable behavior for most ITFs in NCFMs. This outcome was not unexpected, given the previous studies performed on the CNA-I PHWR that may be seen as a one-half scaled installation for CNA-II. This is further supported because of the restrictions imposed by the IBCs. Two variations of an analytical model [6] have been implemented showing good agreement with the RELAP5 numerical results. A parametric sensitivity study was also performed by random combination of multipliers to five heat transfer correlations and friction factor. Aimed at this task, appropriate changes to the RELAP5 code have been introduced. Previously to these changes a check was performed to test the relevance of the chosen correlations for this type of transient. The band of variation of the results has a variable range and is of the order of 20% at the maximum flow rate condition. The corresponding mass inventory fraction is about 0.74. As in other ITFs for and inventory close to 50 % initiates the reflux conditions.

ACKNOWLEDGMENTS

The friendly work atmosphere allowed by O.A. Mazzantini from Nucleo-Eléctrica de Argentina S.A. is gratefully acknowledged. Dr. Seung-Hoon Ahn and Dr. Y. S. Bang from KINS, Korea, kindly provided us the e-version of the listings of Ref. [9]; this is also gratefully acknowledged.

REFERENCES

1. J.C. Ferreri, O. Mazzantini, M.A. Ventura, R.D. Rosso and F. D'Auria, "Natural Circulation in the CNA-I PHWR NPP: Characterization Based On Flow Maps", *Proceedings of The 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10)*, Seoul, Korea, October 5-9, ISBN 89-88852-11-7, 2003
2. O. Mazzantini, J.C. Ferreri, F. D'Auria and C.P. Camusso, "Natural Circulation in the ATUCHA-I PHWR Nuclear Power Plant", *Science and Technology of Nuclear Installations*, Open Access, Article ID 41641, 9 pages, doi: 10.1155/2007/41641, 2007
3. J.C. Ferreri, A. Clause, J.P. Ordoñez and O. Mazzantini, Foreword, "Nuclear Activities in Argentina - 2010", *Science and Technology of Nuclear Installations Special Issue*, Vol. **2011**, Article ID 207625, 2 pages, doi:10.1155/2011/207625, 2011
4. O. A. Mazzantini, NucleoEléctrica de Argentina S.A., private communication, 2012.
5. F. D'Auria and M. Frogheri, "Use of Natural Circulation Map for Assessing PWR performance", *J. Nuclear Engineering & Design (Special Issue)*, **215**, No. 1&2, pp. 111-126, 2002
6. R. B. Duffey and J. P. Sursock, "Natural Circulation Phenomena Relevant to Small Breaks and transients", *J. Nuclear Engineering & Design*, **102**, pp. 115-128, 1987
7. G. G. Loomis and K. Soda, "Results of the Semiscale MOD-2A Natural Circulation Experiments", NUREG/CR-2335, 1982
8. 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
9. 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.

Neutron Dosimetry Device Using PADC Nuclear Track Detectors

López, F.O.; Saint Martin, G. and Bernaola, O.



Neutron dosimetry device using PADC nuclear track detectors

López, F. ⁽¹⁾, Saint Martin, G. ⁽²⁾, Bernaola, O. ⁽²⁾

⁽¹⁾Autoridad Regulatoria Nuclear, ⁽²⁾Comisión Nacional de Energía Atómica.

República Argentina

ABSTRACT

The principle of producing and observing neutron induced tracks in organic detectors exhibits most attractive properties and is the basis of one of the main methods used in neutron personal dosimetry. A device consisting of Poly Allyl Diglycol Carbonate (PADC) foils with a polyethylene and Polyvinylchloride (PVC) radiator was calibrated in order to perform the dosimetry of neutron sources covering a wide range of doses. Working conditions were established for a good visualization and counting of tracks. Chemical attack was made in two steps with different solutions and etching times. A good fit was obtained for the dose as a function of the number of tracks per unit surface area.

INTRODUCTION

The method is based on the interaction of neutrons with the nuclei of the detector plastic material. In fact, neutrons do not cause direct ionization by themselves, but secondary particles resulting from nuclear reactions between them and target nuclei are responsible for creating etchable damage zones. The most probable track producing particles are recoils from scattering reactions with hydrogen, carbon and oxygen nuclei, and charged particles from nuclear reactions of the type (n, α) .

A better performance in the dosimetry using solid nuclear track detectors can be obtained by adding an extra foil or radiator because secondary charged particles can also be originated there. In the present work, a device consisting of PADC foils with a polyethylene and PVC radiator is calibrated and the working conditions are optimized, in order to perform the dosimetry of a ²⁴¹Am-Be source.

MATERIALS AND METHODS

Dosimeters calibration was carried out in the laboratories of the ARN, according to ISO 8529. A ²⁴¹Am-Be source calibrated using a multispheres spectrometric system was employed to irradiate the samples.

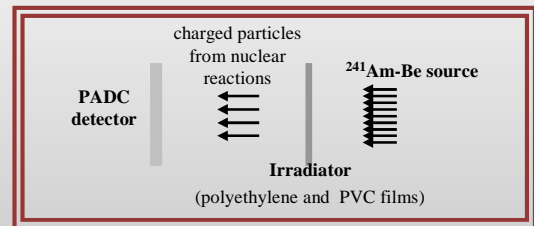
The parameters obtained for this source were:

$$\text{Rate: } 1,12 \cdot 10^7 \text{ neutrons s}^{-1}$$
$$\text{Hp}(10) : 269,22 \text{ mSv/h}$$

Four sets of 1 mm thickness PADC foils with polyethylene and PVC films (50 μm and 100 μm thickness respectively) as radiators, were irradiated with the ²⁴¹Am-Be source. Irradiation doses ranged from 0 to 3.1 mSv.

The chemical etching process of each set was made in two steps. PEW solution (30g KOH + 80g C₂H₅OH + 90g H₂O) at 70 °C for 45 minutes was used at first. The samples were then washed in abundant cold water and dried in room air. The second etching stage was realized with 6.25N NaOH water solutions at 70 °C for 6 hours. Unirradiated foils were etched simultaneously with irradiated foils, for background determination.

The tracks were observed on the front face of the detector with an optical microscope (Axioplan Carl Zeiss) and manually counted over fields of 40x10 magnification.



Scheme showing the dosimeter arrangement

RESULTS AND DISCUSSION

Mean values of tracks per unit surface area (N) as a function of nominal dose are shown in the figure, the error bars corresponding to standard deviations. A linear fit of the data can be represented by

$$N = S \cdot D + B$$

where S is the sensitivity (in number of tracks/dose), D is the nominal dose and B is the background.

The experimental neutron response in terms of Hp(10) has been calculated from the net measured track densities (measured track density minus average background) taking into account the corresponding reference values of the source.

$$\text{Experimental response (tracks cm}^{-2} \text{ mSv}^{-1}) = 2084 \pm 341$$

In the figure it is shown a linear fit of the obtained data (the background was already subtracted), here representing Dose as a function of Mean values of tracks per unit surface area (N). The obtained equation is

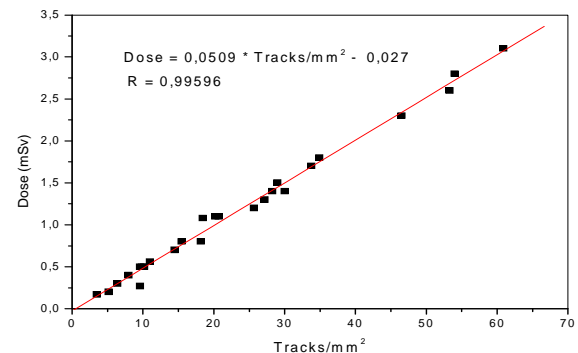
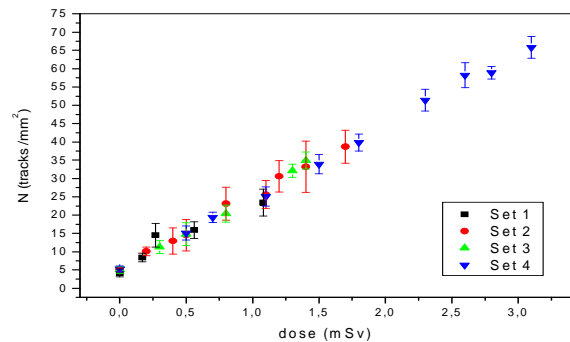
$$\text{Dose (mSv)} = 0,0509 \cdot N (\text{Tracks/mm}^2) - 0,027$$

Minimum Detectable Dose Equivalent (MDDE).

This magnitude corresponds to three standard deviations on the background divided by the sensitivity. This is a very useful criterion for quantifying the performance of a dosimetry system at low doses, since it defines the level at which doses may be regarded as statistically significant. So the MDDE is used to define the threshold at which track densities become sufficiently different from background to be reported as doses. This value was calculated as:

$$MDDE = \frac{3\sigma_b}{S}$$

The calculated MDDE was 0.12 mSv.



CONCLUSIONS

- A personal dosimetry device has been developed which permits the evaluation of neutrons radiation from a ²⁴¹Am Be source.
- The use of PADC as nuclear track detector makes it possible to obtain a permanent register of neutron dose which is of legal importance.
- A good fit was obtained for the dose as a function of the number of tracks per surface. Moreover, the MDDE was 0.12 mSv. It must be noticed that the detection efficiency is good, the detection limit value is comparable to that obtained in the literature and is adequate for radiological protection applications. Though the statistics of not automatized measurements may be poorer than that of automatized lectures, the efficiency may be better, and the final limit number is within the range of those reported in the literature.

Información y capacitación para evitar rechazos y retrasos en el transporte de materiales radiactivos

López Vietri, J.; Gerez Miranda, C.; Elechosa, C.;
Rodríguez Roldán, M.S. y Fernández, A.

INFORMACIÓN Y CAPACITACIÓN PARA EVITAR RECHAZOS Y RETRASOS EN EL TRANSPORTE DE MATERIALES RADIATIVOS

J. López Vietri, C. Gerez Miranda, C. Elechosa, M.S. Rodríguez Roldán 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

Es sumamente importante identificar, comprender y solucionar las causas que pudieran generar rechazos y retrasos de expediciones de Materiales Radiactivos (MR) ya que esta situación podría acarrear consecuencias radiológica o de seguridad física, además del impacto en la sociedad y los perjuicios económicos.

En Argentina, el sector de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) encargado de regular y controlar el transporte de MR (sector TMR) entendió que la mejor forma de evitar los problemas citados es mantener un sólido nivel de formación, capacitación e información en los planteles que actúan en las diversas etapas del transporte de MR.

2 - Rechazos y Retrasos

Los rechazos y retrasos surgen cuando una expedición que cumple con los requisitos aplicables de la normativa vigente, que en Argentina es la Norma AR 10.16.1 Rev. 2, coincidente con el Reglamento TS-R-1 edición 2009 del OIEA, no es transportada o es demorada, por alguna de las siguientes causas:

- Percepción negativa acerca de la radiación.
- Temor al riesgo de accidentes durante la manipulación de bultos.
- Costo y extensión de los entrenamientos del personal involucrado en el transporte de MR.
- Multiplicidad, diversidad y falta de armonización entre las regulaciones.
- Falta de divulgación, lo que genera pérdida del interés público en el tema.
- Infraestructura inadecuada en los puertos o aeropuertos de tránsito.

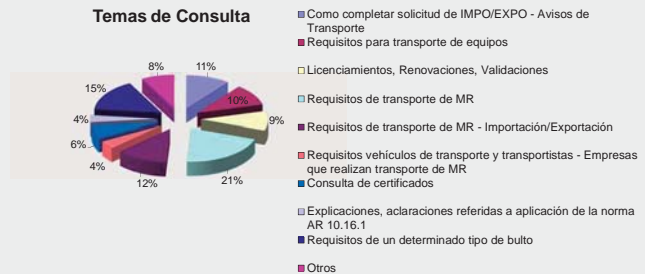
3 - Comunicación y Asesoramientos

Comunicación: en el marco del sistema de calidad del sector TMR de la ARN, la Instrucción de Trabajo "Asesoramiento y comunicación en temas relacionados al transporte de materiales radiactivos", especifica y prevé las siguientes acciones:

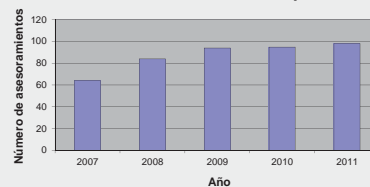
- Comunicar cuando se produce alguna modificación en la normativa, requisitos o requerimientos aplicables al transporte de MR.
- Mantener el contacto con organismos regionales o internacionales así como con otras autoridades competentes extranjeras, por medio de congresos, reuniones, etc., para estar al tanto de la evolución de la normativa y los avances tecnológicos pertinentes al transporte de MR.
- Publicar material de interés relacionado al transporte de MR y participar de su actualización en el sitio web www.arn.gob.ar.

Asesoramientos: las consultas son analizadas por expertos del sector TMR, y en caso de ser necesario, intervienen otras áreas de la ARN. Una vez que se comunica la respuesta, la misma se registra y almacena como constancia y precedente para futuros asesoramientos similares.

Temas de Consulta



Número de Asesoramientos por Año



4 - Capacitación

En el marco del sistema de calidad del sector TMR de la ARN, la Instrucción de Trabajo "Capacitación en temas relacionados al transporte de materiales radiactivos" especifica que TMR define el alcance, objetivos, contenido, programa y metodología de la capacitación en función de las necesidades del solicitante.



5 - Conclusiones

La casi inexistencia de rechazos y retrasos en el transporte de MR en Argentina es debido fundamentalmente al accionar asumido por la ARN en cuanto a asesoramiento, comunicación y capacitación. Conforme a la experiencia adquirida por el sector TMR en el transporte seguro de MR, se considera fundamental:

- Mantener una **comunicación eficiente** entre los grupos intervinientes en esta actividad.
- Brindar una **respuesta adecuada y rápida** a las consultas.
- **Capacitar continuamente** a los grupos de interés.
- **Promover la armonización** en la implementación de requerimientos regulatorios.
- **Interactuar con el OIEA** con el objetivo de evitar rechazos y demoras.



Sixty Years´ Experience on Safe Transport of Radioactive Material in Argentina

López Vietri, J.; Elechosa, C.;
Rodríguez Roldán, M.S. y Fernández, A.



SIXTY YEARS' EXPERIENCE ON SAFE TRANSPORT OF RADIOACTIVE MATERIAL IN ARGENTINA

López Vietri J., Elechosa C., Rodríguez Roldán M.S. and Fernández A.
Radiological Safety, Physical Protection and Safeguards – NUCLEAR REGULATORY AUTHORITY (ARN)
Av. del Libertador 8250 - C1429BNP - Buenos Aires - ARGENTINA

transporte@arn.gob.ar

1 - Introduction

- In Argentina, the first activities related to nuclear technology began in the year 1946. Since that year, it means before the IAEA's first "Regulations for the safe transport of radioactive material", the transport of radioactive material (RAM) is performed safely in this country.
- The Nuclear Regulatory Authority (ARN) is the Competent Authority for regulating the transport of RAM in Argentina, which must be undertaken in accordance with the provisions set in Revision 2 of Standard AR 10.16.1 that concurs with the text of the 2009 Edition of the IAEA Regulations TS-R-1.
- The National Atomic Energy Commission (CNEA) has devoted to the study, development and application in all aspects related to the peaceful use of nuclear energy, becoming nowadays the promoter agency in this field in the country.

2 - Objective

Overview of the main activities related to the safe transport of RAM in Argentina over the last sixty years.

3 - Main Co-60 shipments for export



4 - Argentine package and special form radioactive material designs



CURRENT IDENTIFICATION MARK	FIRST ISSUE DATE	MODELS	RADIOACTIVE CONTENTS	DESIGNER
RA/0027/S	SEP 1986	FSM 60-02	Up to 400 TBq of Co-60. Discontinued.	CNEA
RA/0030/S-96	FEB 1987	FIS 60-04	Up to 650 TBq of Co-60.	CNEA / DIOXITEK SA
RA/0032/S-85	MAY 1987	FIS 60-05	Up to 650 TBq of Co-60. At present it is not renewed.	CNEA
RA/0033/B(U)F-96	FEB 1988	GURI 100	Up to 20% U-235; research reactors fuel elements. At present it is not renewed.	INVAP SE
RA/0040/S-96	OCT 1989	RM-10 and RM-19	Up to 4.44 of TBq of Ir-192.	POLYTEC RM SRL
RA/0042/S-96	MAY 1990	FIS 60-03	Up to 940 TBq of Co-60.	CNEA / DIOXITEK SA
RA/0043/S-96	JUN 1990	FSM 60-03	Up to 444 TBq of Co-60.	CNEA / DIOXITEK SA
RA/0045/S-96	SEP 1990	AC-345P and AC-345S	Up to 1.295 PBq of Co-60, to industrialize.	CNEA / DIOXITEK SA
RA/0051/IF-96	JAN 1991	CPC	Up to 20% U-235; fuel element plates.	CNEA
RA/0064/S-96	OCT 1992	COB-9-A	Up to 940 TBq of Co-60.	CNEA / DIOXITEK SA
RA/0068/AF-96	NOV 1993	TRPOL-1	Up to 20% U-235; U ₂ O ₈ powder.	CNEA
RA/0072/B(U)-96	OCT 1994	GURI 01	Up to 12.95 PBq of Co-60 (SFRAM).	INVAP SE / CNEA / DIOXITEK SA
RA/0074/B(U)-96	JUL 1995	CONTRAS	Up to 555 TBq of Co-60 (SFRAM).	INVAP SE
RA/0090/B(U)-85	DEC 2000	EMI-9	Up to 2.96 PBq of Co-60, FIS 60-03.	SINERCOM SA
RA/0092/IF-96	FEB 2003	UTNEC	Up to 0.95% U-235; fresh UO ₂ .	CONUAR SA
RA/0096/B(U)-96	AUG 2007	DRAGON	Up to 18.5 TBq or up to 37 TBq of Ir-192; flakes.	Asesoramiento Tec. SRL
RA/0097/S-96	AUG 2005	FIS 6007	Up to 590 TBq of Co-60.	DIOXITEK SA
RA/0098/S-96	JUN 2006	FIS 6008	Up to 740 TBq of Co-60.	DIOXITEK SA
RA/0099/B(U)F-96	APR 2008	MG1	Up to 20% U-235; research reactors fuel elements.	INVAP SE
RA/0100/B(U)F-96	Under licensing tasks	RLA4018	Up to 20% U-235; fresh or irradiated fuel elements	CNEA (with CNEN Brazil, under an IAEA Project)
RA/0101/B(U)-96	SEP 2011	BU-MAN	Up to 55.5 TBq of Mo-99, I-131, Ir-192.	CNEA
RA/0102/AF-96	DEC 2011	DALMA 25	Up to 20% U-235; liquid solutions.	CNEA
RA/0103/B(U)F-96	Under licensing tasks	LEUPA	Up to 20% U-235; different solid uranium compounds.	INVAP SE



5 - The ARN process related to safety in the transport of RAM obtained ISO 9001 certification in 2008. It has received and maintained: the Certificate for Management Systems given by the Argentine Normalization and Certification Institute (IRAM) and the International Certification Network (IQNet).

6 - Since about 40 years, ARN has provided training in safety during transport of RAM, conducting national and regional courses as well as developing the appropriate training material in Spanish for such courses.

7 - Argentina is member of the IAEA Transport Safety Standards Committee (TRANSSC). ARN experts have collaborated in the development of the IAEA Transport Regulations and others related support documents.

8 - Conclusions

- The transport of radioactive material is performed safely in this country due to the decision to maintain the highest standards in the activity.
- Argentina has a wide-ranging experience and capacity in the design and licensing of packages and special form radioactive material. Argentinean companies have designed several models of Type B(U) and B(U)F packages, and will continue developing new designs according to their necessities.
- Training is the key to developing the transport industry in the country and in the region.
- It is necessary to keep the continuous improvement tasks related to Safety in Transport.
- It is important to participate in the elaboration or modification of IAEA Transport documents.



Fukushima Facts: Science, Journalism and the Way Events are Perceived

Margetic, A.

FUKUSHIMA FACTS: SCIENCE, JOURNALISM AND THE WAY EVENTS ARE PERCEIVED

Margetic, Alejandro

Autoridad Regulatoria Nuclear
República Argentina

1- Introduction

The most reasonable voices of the nuclear field suggest not take hasty decisions without sufficient objective grounds for the future of the nuclear plans of their countries, after the serious accident¹ at the reactors in Fukushima Dai-ichi, northeastern Japan.

After the tsunami that followed one of the largest earthquakes of the last hundred years, there was a flood in the buildings housing the diesel engine. These engines are a source of standby power, which are activated when the cooling system of the reactor fails. The electrical system of the plant responded by batteries during the first eight hours after the shutdown of the reactors. From there, two situations are foreseen: a- an external source power through the network, or b- diesel engines provide electric power. The network was crippled by the aftermath of the earthquake, and diesel engines could not take action as expected. Although the reactors were in the "cold shutdown" it still required the use of the

refrigeration system. Thus, we can summarize the start of the Fukushima I plant accident.

The first facts became public the day of the accident, on Friday 11 March. The following days that showed different events as well as different interpretations, until the event was established as the "biggest nuclear accident after Chernobyl."²

This situation caused a great shock in the political class in several nations that had previously chosen to produce electricity based on nuclear fission.

2- Journalism as literature

We consider the idea that journalist's work is a literary practice, namely a work whereby certain facts are presented through writing. This is a very broad definition indeed. But what is meant is that there is a difference in nature between facts and narration of events. Both objects, facts and narration, have a different dynamic. That is, a different mode of production, as much as a mode of consumption and interpretation.

The literary work then is the writing of facts. And journalism is a form, especially indeed, of literature. What we want to clarify here is what link exists between the facts that are taken to be related, and the narration of these events.

¹ We made the rating of a major accident based on the events classification of the INES scale.

² Making a list of the news thus qualifying Fukushima accident would cause this article double the number of pages

It requires clarification here: journalism relates facts reputed real, not imaginary; events that are supposed to have an objective material existence regardless the contest of human consciousness.

But our point here is to think whether this transcription to writing the facts are kept in the same state, or, if in this passage any transformation is printed. In other words, whereas narration has a nature and a different form from an "objective fact", and also gets a particular significant structure, the fact of the incorporation of these facts in a different framework, is a topic that arise about so necessary. We will deal with it, then.

From the above, raises a number of important issues that we cannot address without our issue ends moving up, such as the question of the existence of facts independent of human consciousness, ie the question of ontology.

However, there are others that we can't ignore and on which we want to make some comments: the actual events do not occur in reality in the form of a story in themselves, they aren't "objects of literature". They are objects that have an existence and a dynamic of its own. But we can not help wondering whether the transcription of a significant cultural structure, as any story written, gives it some sense of how those facts exist.

This is a classic problem of the philosophy that includes science, since it also includes an account of the real: the production process of an event, whatever it be, is different from production process what is said about the event, either their own field of science or literary field. Will have to see then, what changes impose each practice on ITS object.

Depending on the latter, we include another variable to further characterize journalism as literature: we think the newspaper article as a particular form, and certainly not unique to order real events in language, in writing. As Roland Barthes points out in his *Leçon inaugurale au Collège de France*³, "la littérature travaille dans les interstices of science."

A particular narration's feature, distinguish them from real facts, an issue that allows us to advance a more concrete definition of journalism as literature: being a written language production, this object completes its implementation, and makes perfect sense in the consumption of its object. That is, a newspaper supposes necessarily it willingness to be read, including the potential reader and the interpretation of what is written by the same. We also appreciate that this consideration to the newspaper article become clearer its interpretation as a commodity.

However, in everyday life we often see the written object as a fact fully constituted, as a given objectivity, something that is there to be read, ignoring its production process. All the mechanisms by which a note becomes a notice are denied, as it were hidden behind the immanent presence of the note in the media: one thing that it's there without knowing how, and on which is projected an uncertain destiny. If the note is then taken as a thing, and not as a process, it seems that is just the sense of this, which is imposed as data.

Just like any other commodity would be assumed by its use value. It seems then that "the news" is true only for what it says, regardless of the dynamics of their production and the dynamics of consumption.

In this respect, the Bulgarian author Julia Kristeva rightly points out:

³ BARTHES, Roland ; «Leçon inaugurale au Collège de France en 1978 », repris dans *OEuvres complètes, op. cit.*, t. III, Paris, le Seuil, 1995, p. 801-814.

(literature) is a translinguistic work –as also is considered politics, journalism and every discourse in our phonetic civilization- that our culture attains only in the post-production (consumption); hidden productivity (...) subject to be assessed, designed, judged solely on its reified replacement.⁴

As shown, the news tends to appear as something fully formed, just denying the character of being the product of labor, of human activity in specific conditions, contexts and interests. What is lost, then, is the interpretation of the narration as a moment of a process, and as a result of any other productive activity, is mediated by interests in conflict, be they ideological, economic, political or ethical. In addition, we emphasize, this is a step in a process that does not end with its production, even with its consumption, since the reception can generate an infinite redefinition with consequent unexpected repercussions.

Therefore, any analysis of written news, evaluating writing as a meaning in itself, loose, in our opinion, the understanding of the process by which a narration becomes a different object from another. In summary, the analysis simulates take everything, but considering only a part.

Having stated this, we must note another determination of the narration: like all speech, journalistic expression has a *will-saying*. There is something it wants to communicate. As one timely reading of the work of Lucien Goldmann points

Plus que le simple produit d'une psychologie individuelle, elle doit être considérée comme la cristallisation cohérente d'une représentation du monde propre à un groupe social. Le propre de l'acte littéraire est de synthétiser, d'une manière concrète et sensible, cette représentation du monde.⁵

We understand this term as more than a motivation that projects the view from an individual will that leads a certain intention. We understand it as the particular synthesis of a general representation of the world from a particular social group.

Moreover, this want-saying, cannot be reduced to the desire to tell the occurrence of one or more facts. As argued above, we believe the want-saying far exceeds what is written. The message goes beyond the literal words of the sentences. It says more than what is said. A want-saying in this context, is a network of interests, ideological and political positions that are brought into play through a media in which the note is expressed. So, reading the note is read what is written, but it is also read the interpretation of the world of a social group with particular interests, which are not necessarily written.

In summary, we argue that analyzing this particular literary narration, the news, we must consider the interpretation of a whole field of meaning. As we said, this field doesn't deal with the meaning of the terms used. But these terms, together with the techniques and tools of the profession -titles, styles, pictures, etc ... - are the embodiment, an expression of a complex network of interests of a social group that is ex-

⁴ KRISTEVA, Julia; *Semiótica 2*; Madrid, Fundamentos, 1969. "Reificación" can also be found in the philosophical literature translated as "thing" given its Latin root *res* = thing. In general, can be defined as the effect of making something a "thing", irrespective in its analysis the process whereby is constituted.

For a very basic initial understanding of the term, see the entry "reification" in FERRATER MORA, José; *Diccionario de Filosofía*, Barcelona, Ariel, 1994, pág. 3046/7.

⁵ DERAMAIX, Patrice; *Structuralisme Genetique et litterature. Lucien Goldmann, critique et sociologue*

<<http://membres.lycos.fr/patderam/gold1.htm>>

pressed through a graphic media. On the other hand, argue that the meaning interpreted is not immutable, nor necessarily maintained over time.

What we're saying then is that as in all writing, there is a complex combination between written form and content, within a given context.

As an example, an analysis of a different corpus –historiography- and in order to show that the meaning of a written text overcome the literal, Hayden White expresses this complex relationship:

The events not only have to be registered within the time frame in which they occurred, but also have to be narrated, ie prove to be events endowed with a structure, an order of meaning that do not possess as mere sequence.⁶

As a final consideration, which apparently departs from what we argue here but that is a central element of a newspaper article, we note that the meaning of a text implies a certain knowledge of what is spoken. The note intends, "wants to know" through their meaning, involves a "will to truth".

To summarize what was stated in this chapter, the object "news story" implies:

a- A difference from the narrated object;

b- a motivation, a want-saying;

c- this want-saying goes beyond what is written, and thus who speaks is the "significance";

d- the spoken-written is the support for which is expressed that "significance", that "sense", which is both an expression of a contradictory network of interests and, ideological and political positions;

e- this sense supposes a form of knowledge, a knowledge about the narrated, which implies a "will to truth"

f- An interpretation of the journalist's work includes, therefore, the analysis of the production process that incorporates consumption.

If we accept these statements, we can also strengthen the argument of journalism as literature: any form of writing, and we consider journalism as a form of it, is a certain solution to the problem of understanding the experience of men in a meaning way, ie belonging to structures of human significance. Thus, we postulate a claim on the speaker (in this case the journalist or the newspaper) that is expressed through a note: ITS want-saying supposes a will to truth.

2.1. Journalism and truth

Let us say it quickly, despite of the common pursuit of truth, it would be hard journalistic work be related to the scientific work, field to which it belongs the idea of truth. Without hesitation, like journalism, we can say that science is a productive work, a human activity that aims to produce a new object. However, what he has in common with any other productive practice is not enough to define its uniqueness. Precisely the difference with any other activity, are the means by which it works, the "raw materials" and the particu-

⁶ WHITE, Hayden; *El contenido de la forma*, Barcelona, Paidós, 1992.- pág. 21. El subrayado es nuestro.

lar object which produces: in short, theories, concepts, "knowledge objects", methods and technologies, and as result, knowledge.

Moreover, we note that any scientific endeavor is always a task that tends to remove from its throne to what appears as obvious. Science begins, we could say, with a break from the evidence. The evidence leads to the scholars of Pisa "see" bodies of different density "falling" at different speeds. Breaking with it, allowed Galileo to revolutionize his discipline, leaving the "error" to previous physics. The evidence belongs to the field of common sense. A common sense that consists on daily practices and theories that involve a whole system of concepts. In short, a particular worldview and an ontology⁷. Knowledge is then the outcome from the task of discrediting evidence.

On the contrary, journalism is an evidence reproductive mechanism that fails to run its claim to truth be completed. At least, not with the truth value that establishes the scientific field.

However, we must be clear, the information a note communicates could be verified as true, and the more serious media and journalists do it continuously. But a true statement in a journalistic new does not impose neither to the overall dynamic of journalism, nor to its particular product, the nature of truth⁸.

What gives a degree of certainty to journalistic literature, are not the mechanisms of validation of the truth: experimentation, and logical demonstration, but belonging to a conception the world, belonging to common sense. Therefore, its activity is not the field of knowledge, but of "recognition", his field is not the truth, but of the verisimilitude – *vraisemblance*.

⁷ BALIBAR, Etienne; "Ruptura y reestructuración. El efecto de verdad de las ciencia en la ideología", en *Nombres y Lugares de la verdad*, Buenos Aires, Nueva Visión, 1994, Cap. III.

⁸ We consider that the categories "real" and "true" are not identical and refer to different entities.

2.2. Truth or verisimilitude

Verisimilitude, unlike truth that corresponds to real, is nothing more than a speech out of step with reality, a discourse that moves away from the real. Therefore, is a speech about the evidence. And the real, as we warned, it is not evident.

Moreover, the sense⁹ of verisimilitude does not exist outside of discourse, indeed is a discourse about a discourse, and therefore not affected by the object-language relation. The "verisimil" speech simulates concern for objective truth, but what worries it is his relationship with a speech which "appear to-be-an-objective-true"¹⁰ be recognized, accepted, institutionalized. Verisimilitude does not know the real, and need not be true to be authentic.

Therefore we can see that the effect of verisimilitude, even when we recognize their "want-saying", is only "recognition"¹¹. Now, what does this idea of recognition imply? As we understand, the effect of recognition implies:

- 1 - Something different from knowing
- 2 - An ideological practice
- 3 - impose the "evidence" as those certainties that we can not fail to recognize¹², through the interpellation of credibility.

Summarizing, how to understand then the performance of journalism under this set of concepts that we have put forward:

- 1 - Press, as a form of literature, wants to say something about certain events,
- 2 - consumption is performed for us readers, reifying the result abstracted from its production and distribution process, trying to override an interpretation of the interests at stake.
- 3 - It gives its object the *appearance* of "true", verisimilitude
- 4 - Considering evident the "verisimil", the effect of recognition is produced: we became subjects of journalistic discourse: *sujet assujetti*¹³

To clarify this theoretical preamble, what we want to raise is no longer "what is literature?" - issue that is lost in the nebulous metaphysics of the essential and the inessential-, but a very different problem: arguing literature as a particular ideological formation. As pointed out in an old article two French philosophers, it is

(...) The specificity of the ideological effects produced by the literature and the mode (mechanism) whereby it produces.¹⁴

⁹ There will be remembered that any "sense" is one way to "we" or for a subject, because a sense in itself is a contradiction. What we note is the necessary presence of an "other" in all production and distribution of senses.

¹⁰ KRISTEVA, Julia; Op. Cit.; pág 11.

¹¹ For the French philosopher Louis Althusser recognition -opposed to misrecognition- is one of the two functions of ideology. See Althusser, Louis, Ideology and Ideological State Apparatuses, Buenos Aires, New Vision, 2001.

¹² As Althusser points out, facing this function we have the "inevitable reaction to exclaim: jobviously! That's it, is very true!" See Althusser, Louis, op. cit. Page 33.

¹³ "Subject-subjected": game of words indicating the status of subject *of* and *in* ideology, attached to the games of practical ideology.

¹⁴ Balibar, Etienne y Macherey, Pierre; "Sobre la literatura como forma ideológica", p. 32, en Althusser, Poulantzas, et aliter; *Para una crítica del fetichismo literario*, Madrid, Akal, 1975, pags 23 a 46.

3 - *Clarín* and the nuclear "catastrophe".

As a case study, we want to analyze the treatment given by the newspaper *Clarín* to the facts relating to the nuclear accident on March 11, and its consequences on the ground of Fukushima Dai-ichi in Japan after the earthquake and tsunami.

3.1- *The daily cap*

At first, we believe essential to transcribe what was said by the newspaper *Clarín* on the cover of Sunday 13 March in relation to events in Japan.

Cover *Clarín*: Sunday March 13, print edition (no pictures)

- Volanta: *Clarín* in Japan. The day after the earthquake.
- Title: (Main newspaper) FEAR GROWS BY NUCLEAR LEAK AFTER THE TSUNAMI.
- Tuft: There was an explosion at the nuclear plant in Fukushima. And the government recognized that there were radioactive leaks. There are four contaminated and thousands evacuated. 125 aftershocks were recorded. No major attacks in the South Pacific, Chile called off the alert.
- Box 1: Foreign Correspondent - David Brunat - Hoarding food in the midst of stress.
- Box 2: The Tragedy: There are 1800 dead people and, by radiation, 200,000 thousand evacuees.

Begin by presenting a comment about the "volanta"

- "*Clarín* in Japan. The day after the earthquake."

The newspaper announces it is in Japan.

The idea of its presence close to the events deserves special attention. With the aim of giving the hierarchy of "true" to the arguments disseminated in any debate, often is considered a weight basis having seen, heard, taken part as a privileged witness to the events referred to. Thus it is common note –or uttering- sentences with the following structure:

- "I hold it because I have seen with my own eyes"
- "What you said about the" fact X" is not true because I lived it, and you do not"

It is not important to develop here an explanation of the advantage it brings, in a complaint, a real argument against another that can not sustain itself unless it is a value shared by all of us. Similarly, in the modern philosophical tradition, the idea of "being there" as the foundation of a true statement, is based on the support received from hundreds of miles of shelves full of books: it would imply a key element to understand a phenomenon, although, of course, that tradition is not without criticism.

Assuming that the newspapers are intended to communicate the truth of the facts, then the observer facing to events would have the advantage of the witness. This privileged panoramic would give the narration the virtue of containing -though certainly not the only or most important- a central element of truth in experimental science: the ability to capture through the senses the different features of the observed phenomenon.

It is clear that the philosophy of science has developed many theories about the mechanism for validating the truth. And they certainly come from very different schools of thought-positivism, falsationism, pragmatism, among others. Without going into details of the discussions that affirm or question the importance of observation of the facts, we must recognize that the statement of "being there" has the motivation to show that the presence in front of events contain a plus sense, and an advantage over who does not.

A scientific discipline that has discussed this issue is particularly anthropology. The American anthropologist Clifford Geertz, addresses this issue in a particular way:

(...) The ability of anthropologists to make us take seriously what they say has less to do with their appearance factual or conceptual air of elegance, with its ability to convince us that what they say is a result of being able to penetrate (or if you like, have been penetrated by) another form of life, of having, one way or another, really "been there". It is in the persuasion that this miracle has occurred, is where the writing takes part.¹⁵

Without getting into debates about the differences between scientific and fiction discourse, or a discourse of "communication", which is seen in Geertz's position are three important issues:

a- assuming that the statements issued by the scientist -in this case the anthropologist- to be true, it still remains the fact that such a scientific truth can be communicated and convincing. This, as will be understood, exceeds the proper scope of any scientific methodology and introduces the problem into the field of communication.

b- to have "been there" is a key issue to complete the cycle of the dynamics of scientific truth, or for a statement contains the appearance of truth –verisimilitude-.

c- all this is given in writing

What is argued here is that the idea of "being there" actually causes an effect of reality that is transmitted to the whole discourse produced. That the newspaper has been there imposes that what it says about what "looks" holds an effect of verisimilitude.

The author, or rather, its presence in the scene, works as a donor of "truth" of the facts related by him. That is, the author *qua* individual with sensory capabilities to account for the observed, is transformed in the process of enunciation in author-function¹⁶. It is through this functionality that operates the above mentioned effect. It does not matter the author himself, who is, where appropriate, but is its "function" that lends credibility, credibility to the text.

The novelty here is that everything happens in the writing, this functionality is only in the text, is an effect of written language.

What we've been arguing is that truth is not itself in its own statement, in short, is not self-evident. Operational and discursive mechanisms are needed forward their validity. Or is it that we, modern men and women, accept as true the statement "Only love will save the world" being that it is impossible to contrast with any empirical reality?, ¿Would argue as true the hypothesis "if work is done on a system, or it exchanges heat

¹⁵ Cfr. GEERTZ, Clifford; *El antropólogo como autor*; Barcelona, Paidós, 1989.

¹⁶ Vid. Foucault, Michel; "Qu'est ce qu'un auteur?" Conférence à la Société Française de Philosophie; 22 de febrero de 1969. Posteadó en *El psicoanalista lector*; <http://elpsicoanalistalector.blogspot.com/2009/06/michel-foucault-quest-ce-quun-auteur.html>

with another, or the energy of the system changes”, just because a scientist with a reputation as Carnot enunciates it.

On the contrary, that, we need some fact checking by experiments, in addition to finding logical consistency for these claims have a solid sense. It is not therefore pedantry remember that truth, true statements, are based on validation mechanisms, and modern science as establishes as applicable procedures the empirical and logical demonstration as "guarantors" of the truth of a statement. In addition, for that truth can convince, we have to suppose the imposition of linguistic mechanisms that also operate in the field of "believing in true".

Thus, the main headline of the cover of Clarín newspaper on Sunday March 13 says "There are renewed fears for nuclear leak after the tsunami." Clearly, no one supposes that the journalist has conducted surveys to conclude that there is a growing fear. However, the headline gains credibility with the wording of the volanta, "Clarín in Japan."

Moreover, both the flywheel as the principal headline pose ambiguities that can be resolved only after a series of deductions. For example, "fear grows ..." does not indicate where or to whom would be rising sense of fear. In other words, is the Japanese population as a whole expressing a growing fear? Is it the people of the region near Fukushima?, To the authorities and workers at the plant?, over citizens in another countries? It is not clear in the title.

It is also unclear whether the fear that grows is the result of the potential consequences of nuclear leaks have already occurred, or that they are anxious about the possibility of occurrence of new or more leaks.

In addition, it presents here a paradox: how could a speech presented as true, from the above mechanism, when this expression leaves many ambiguities? Here we must point out two issues:

- 1 - the distinction between truth and verisimilitude, which we discussed above.
- 2 - Motivation, "want-saying" of the note, is the claim to impose as evident the growth of fear. This is the message over which operates all linguistic scaffolding.

Let's see how the logic of the headline works to show how it ranks a part of the message as important. The structure of the holder is to show as follows:

A is a consequence of B, B is a consequence of C.

Where A = "Grow fear"

B = "Nuclear Leaks"

C = "Tsunami"

"Growing fear" would be a consequence of the "nuclear leakage" and, "nuclear leakage" would be the effect of "tsunami".

It is true that gave B, and C as well. But, it remains to verify two things: that A is true, and that relations between A, B and C too.

So if we formalize this set of statements we don't met the transitive property, therefore, not be verified causal relationships: at no time, it is postulated that the tsunami be cause of the growing fear, meaning that C causes A. But, it's clear that B is due to A: fear is inferred from nuclear accident. By this way we achieve, separate the tsunami and its effects, from leakage and fear.

Moreover, as it's known, the most important is postulated initially. The order of importance is falling into a title as "pass" the terms.

The linguistic operation has separate natural causes from human causes. The problem is "nuclear".

3.2. The "bajada"

The "bajada" is a part of the news that is typically placed after the title. It is composed of relevant phrases that summarize different ideas from each other and generally do not have the same information as the title.

We repeat here the headline's bajada of the newspaper Clarin on Sunday 13 March, in order to facilitate reading.

There was an explosion at the nuclear plant in Fukushima. And the government recognized that there were radioactive leaks. There are four contaminated and thousands evacuated. 125 aftershocks were recorded. No major attacks in the South Pacific, Chile called off the alert.

This text is relatively autonomous from other parts of the story, and therefore could be read as a unit. But what does this text tell?

- 1 - there was an explosion
- 2 - the government recognizes radiation leaks
- 3 - was contaminated and evacuated
- 4 - There were aftershocks
- 5 - there were no problems in Chile

If, as was seen above, each phrase of the bajada should be independent of each other, we can see that in this case does not meet such a standard of style, as the government acknowledges that there were radiation leaks from the explosion, and as a result of it is contaminated and evacuated. It is true that the text of the bajada does not say what we wrote above, however if we take the text as a whole, the tendency to gather information in a logical sequence of events sends us to a reading such as we propose.

Anyway, it is important to show here as a newspaper contradicts its own rules of style. But rather we are interested in the whole dynamic of communicative expression.

Thus, we see that the text of the bajada could be divided into two, depending on the object concerned. On the one hand, the part that concerns only the situation of nuclear power plants and its consequences: "There was an explosion at the nuclear plant in Fukushima. And the government recognized that there were radioactive leaks. There are four contaminated and thousands evacuated". On the other hand: "125 aftershocks were recorded. No major attacks in the South Pacific, Chile raised the alert". These are two phrases that refer to the earthquake and / or tsunami.

Everything seems to go in line with the central message of the title: "growing fear" because there was an explosion and the government had to recognize the leak -had no way- and this resulted in pollution and an unknown quantity of evacuees. Evacuation is a result of fear of contamination from the leak. But it is not a general fear, without adjectives: this is clearly a "nuclear" fear, a fear to "the nuclear".

As discussed earlier, we have broken down the bajada into two parts according to the object of treatment. When the bajada approaches the subject of the earthquake, clearly separated from "Fukushima", we note that the "125 aftershocks" they don't produce "big onslaughts".

We can see then, in this day when all start, how it is shaping the future of the implicit separation of the "natural disaster" -to which no allusion is made- of the consequences of the "nuclear tragedy", that make fears grow, causing explosions, radiation leaks, contaminated evacuees counted by thousands.

3.3. Boxes

The boxes are other two elements working together to strengthen the message from the newspaper's headline. Take one at a time:

Box 1: Foreign Correspondent - David Brunat - Hoarding food in the midst of stress.

Clearly, this imposes a question: if not by shortages, what other reasons food would be hoarded, if doesn't exist serious problems of food distribution, or runaway inflation? What would produce such evils? Does the nuclear accident produce food shortages, distribution problems or inflation?

Clearly, if this nuclear accident has consequences, as surely will be, it will not be the shortage of food or the generation of uncontrolled inflation. And this for several reasons: the first is that if it has any effect on the economy, will not be similar to destruction of roads, factories, fields, etc ... that caused the earthquake + tsunami. Second, because the area where the nuclear incident occurred, northeast, produces only 7% percent of national Japanese GDP.

On the other hand, some days after the natural accident, it has been known that there were only consumption restriction, not prohibition, of most food produced in the area near Fukushima Dai-ichi site. And this was mainly to children and pregnant women. Moreover, what exactly does "amid tension" mean? An earthquake produces "tension"? And does this tension create acts as "hoarding food"?

The confusion and ambiguity in the news is such that it draws attention to the type of rationality raised.

Finally, the very expression used, similar to using the Spanish language imperative, rather than the assertive use the statement indicating the certainty of an event X. Therefore, expressing "Hoarding food in the midst of tension," would indicate a call to perform the action, rather than observing a situation that was happening.

Box 2: Tragedy. There are 1800 dead, and by radiation, 200,000 thousand evacuees.

The terms used here, and have their own weight, want to be: tragedy, death, radiation, evacuated.

While the box does not indicate the cause of the dead, but the evacuees, it is not difficult to imagine that by the very functionality of the headlines, read necessarily fast and associative information to be condensed, only involves a chain of keywords: tragedy, death, radiation, evacuated.

Moreover, the title of the box - the "tragedy" - tends to unify what is ambiguously under his command. Thus, there is a tragedy that takes 1800 deaths and 200,000 thousand evacuees.

As we know, the titles have the ability to "format" the reading of the notes under the framework and focus proposed. Thus there is a tragedy confusing an earthquake, so far claimed nearly two thousand killed not counting the missing or evacuees for that

very reason, with a nuclear incident causing by prevention an evacuation of 200,000 thousand people. Then the dead shall be established by the earthquake + tsunami in the tens of thousands and missing for that very reason, almost double. For their part, evacuated by the nuclear accident are still 200,000.

In short, on the cover of the newspaper, and with respect to headlines about the events in Japan, it is clear THE message, what the newspaper "want-say":

1 - There is a growing fear

2 - There is a separation between natural causes (earthquake + tsunami) and human causes (unsafe nuclear industry), tending to show the influence of the second cause.

3 - There is an ambiguity and confusion in the presentation of data showing factual consequences of the events.

In this case, this could only be by means of certain operations in language:

1 - The idea of "being-there"

2 - Isolation of natural causes, nuclear chain of cause

3 - Ambiguity and confusion of data

4. Conclusions

It is in our interest to show a characterization of journalism as literature. Noting that "its" object has different attributes of the real object related. At the same time, we see what are the characteristics of narrative journalism, and their differential relationship with respect to the scientific discourse. Significantly, we try to display the "credible" journalism of enunciation as a specifically ideological production based on the theoretical signs proposed by the Bulgarian author Julia Kristeva.

At the same time we believe that the distribution and consumption of journalistic object has an undeniable mark regardless of its relevance to a scientific truth. Our concern is precisely this last point: in relation to events that happened in the accident at the nuclear plant in Fukushima, the news tends to produce a "real effect" with some effectiveness.

We should note also that the newspaper articles regarding Fukushima stoke the fires of fear in their readers.

The usual trend of academic criticism of these stories is immediately opposed by a scientific discourse, true in a narrow sense

Given the theoretical differences between real object and literary object, we assume an intrinsic weakness in the effectiveness of the latter counter-discursive strategy. We note that the perception of risk is based on cognitive and emotional factors at once. To raise the critique of these texts, and the ideological effects of them, using only true and scientific statements, means ignore the complexity of the phenomenon.

Cálculo de la máxima tasa de DPA en el recipiente de presión de la CNA II

Mascitti, J.A.

CÁLCULO DE LA MÁXIMA TASA DE DPA EN EL RECIPIENTE DE PRESIÓN DE LA CNA-II

Mascitti, J. A.
Autoridad Regulatoria Nuclear
jmascitti@arn.gob.ar

ABSTRACT

The maximum dpa rate was calculated for the reactor in the following state: fresh fuel, no Xenon, a Boron concentration of 15.3 ppm, critical state, its control rods in the criticality position, hot, at full power (2160 MW). It was determined that the maximum dpa rate under such conditions is $3.54(2) \times 10^{-12} \text{ s}^{-1}$ and it is located in the positions corresponding to $\theta=210^\circ$ in the azimuthal direction, and $z=20 \text{ cm}$ and -60 cm respectively in the axial direction, considering the calculation mesh centered at half height of the fuel element (FE) active length.

The dpa rate spectrum was determined as well as the contribution to it for 4 energy groups: a thermal group, two epithermal groups and a fast one.

The maximum dpa rate considering the photo-neutrons production from (γ, n) reaction in the heavy water of coolant and moderator was $3.93(4) \times 10^{-12} \text{ s}^{-1}$ that is 11% greater than the obtained without photo-neutrons. This verified significant difference between both cases, suggest that photo-neutrons in large heavy water reactors such as CNA-II should not be ignored.

The maximum DPA rate in the first mm of the reactor pressure vessel was calculated too and it was obtained a value of $4.22(6) \times 10^{-12} \text{ s}^{-1}$.

It should be added that the calculation was carried out with the reactor complete accurate model, with no approximations in spatial or energy variables.

Each value has, between parentheses, a percentage relative error representing the statistical uncertainty due to the probabilistic Monte Carlo method used to estimate it.

More representative values may be obtained with this method if equilibrium burn-up distribution is used.

1. OBJETO

El objeto del presente trabajo es evaluar la máxima tasa de DPA (del inglés, Displacement Per Atom) debida a la radiación neutrónica en el Recipiente de Presión (RP) de la CNA II.

Se ha modelado el reactor de Atucha II con el código MCNP5 [1] con el que se determinó el flujo neutrónico, la distribución del flujo neutrónico y su espectro en la “superficie” interior del RP identificando las zonas más comprometidas y estimando la tasa de DPA en las mismas.

Se realizaron cálculos de la tasa de DPA sin y con la presencia de fotoneutrones provenientes de las reacciones (γ, n) en el D_2O del refrigerante y el moderador

2. PROCEDIMIENTO DE CÁLCULO

En las [Figuras 1](#) y [2](#) se puede ver que el modelo de cálculo incluye el recipiente de presión que en su interior contiene el tanque del moderador, el núcleo del reactor, las barras de control (BBCC), todos los detectores “in-core” y los internos más importantes.

Fuera del RP se incluyeron la aislación térmica y el blindaje biológico con los detectores “ex-core” correspondientes a cada zona.

Los resultados se obtuvieron mediante un procedimiento que consta básicamente de ejecutar dos corridas con el modelo de MCNP5, para el reactor con combustible fresco, sin Xenón, en el estado denominado Caliente y a plena potencia (2160 MW) en estado crítico, con las barras de control en posición de crítico y una concentración de B de 15.3 ppm.

2.1. *Generación de una fuente cilíndrica*

Para el estado mencionado anteriormente, mediante la tarjeta KCODE (un cálculo de criticidad) se determinó el factor de multiplicación efectivo que es:

$$k_{\text{eff}} = 0.99984 \pm 0.00003$$

Con este mismo caso se construye una fuente cilíndrica que bordea a los elementos combustibles (EECC) del núcleo (tarjeta SSW-Surface Source Write) para ser usada como fuente fija (tarjeta SSR- Surface Source Read) en el cálculo de la tasa de DPA.

2.2. *Cálculo con la fuente cilíndrica fija*

El transporte de neutrones desde el interior del núcleo hasta las inmediaciones del RP es un proceso que consume mucho tiempo de cálculo inclusive con la versión 1.60 del MCNP5 donde es posible procesamiento paralelo. Por ello es que con la fuente obtenida en el caso anterior, se reemplaza al núcleo y se corre un caso de fuente fija donde se realiza solo el transporte desde el borde exterior del núcleo hasta el RP.

Con la fuente obtenida para una configuración de reactor crítico se realiza un cálculo de fuente fija (tarjeta SSR).

Los resultados se obtienen mediante el “tally” FMESH generando un mallado que rodea la superficie interior del RP, centrado axialmente con los EECC (ver esquema en la [Figura 1 \(a\)](#)), con un paso de malla de $\approx 1\text{cm} \times 50\text{cm} \times 40\text{cm}$ (r, θ , z) sobre la pared interior del RP.

El único método de reducción de varianza que se usó es el de importancias crecientes en la dirección radial (radios crecientes)

3. DESPLAZAMIENTO POR ÁTOMO (DPA)

El parámetro estándar para correlacionar el daño por radiación en materiales es el DPA, que es una magnitud integral que incluye información de la respuesta del material (átomos desplazados) y la fluencia neutrónica (magnitud y espectro) a la que fueron expuestos. El DPA no es una medida de los defectos inicialmente creados en el material sino una medida de la energía “dañante” depositada en el material por los neutrones, en términos de la cantidad de átomos desplazados en forma permanente de su posición, a una posición intersticial estable.

3.1. *Tasa de DPA*

La Tasa de DPA es una magnitud derivada que puede obtenerse dividiendo R , el número de desplazamientos por unidad de volumen y de tiempo por la densidad atómica del material N .

$$R_{DPA} = \frac{R}{N} = \int_{E_m}^{E_M} \sigma_D(E) \Phi(E) dE \quad (1)$$

donde E_M y E_m corresponden a las energías máxima y mínima de los neutrones incidentes, $\Phi(E)$ es flujo neutrónico por unidad de energía, y $\sigma_D(E)$ es la sección eficaz de desplazamiento, ambos dependientes de la energía [2].

Con el MCNP5 se calcula el flujo neutrónico en función de la energía en la pared del RP y se combina con la sección eficaz de DPA [3] del acero del RP (Figura 3).

Para el cálculo se implementó una fina “discretización” en energía en la sección eficaz de DPA obteniendo los resultados a partir de la siguiente fórmula:

$$R_{DPA} \cong \sum_{i=1}^N \sigma_{Di} \int_{E_{i-1}}^{E_i} \Phi(E_i) dE_i = \sum_{i=1}^N \sigma_{Di} \cdot \phi_i$$

siendo σ_{Di} la sección eficaz microscópica promedio en el grupo i , ϕ_i el flujo en el grupo i , y $N=89$ el número de grupos usado.

3.2. Tasa de DPA en la superficie interior del RP

En la Figura 4 se presentan las curvas de nivel de la tasa de DPA constante en la superficie interior del RP a partir de los valores obtenidos con el MCNP5.

A simple vista se observa que se presenta una sucesión de 6 máximos y 6 mínimos relativos en la dirección azimutal, donde se vislumbran las simetrías del arreglo de EECC. Los máximos se encuentran en posiciones opuestas de a dos según su importancia.

Si en la Figura 2 se considera $\theta=0$ en coincidencia con el eje x horizontal, los máximos principales de la tasa de DPA están en $\theta=30^\circ$ y 210° donde según puede verse también en la Figura 2 un conjunto de 4 EECC se encuentran más próximos que el resto a la pared del RP.

Los siguientes máximos en importancia están en 150° y 330° donde hay sendos conjuntos de 3 EECC cercanos al RP, y los últimos 2 máximos se encuentran a 90° y 270° frente a la zona con solo dos EECC próximos al RP.

Frente a la posición de cada uno de los 6 máximos relativos, en la aislación térmica existen 2 detectores (a $\frac{1}{4}$ y $\frac{3}{4}$ de la longitud activa de los EECC) que siguen las variaciones del flujo neutrónico en el rango de potencia.

El máximo valor de la tasa de DPA obtenido es de $3.54E-12 \text{ s}^{-1}$ y se encuentra en el interior de las curvas de nivel marcadas en la Figura 4 ($3.52E-12 \text{ s}^{-1}$) que corresponden a la posición $\theta=210^\circ$ y $z=20\text{cm}$ y -60cm respectivamente.

3.3. Espectro de la tasa de DPA

En la Figura 5 se grafica la tasa de DPA en función de la energía neutrónica, en la zona de 1cm de espesor donde se alcanza el máximo valor de DPA en la superficie interior del RP.

El gráfico está normalizado con el valor de máxima tasa de DPA ($3.54E-12 \text{ s}^{-1}$) por lo que la suma de todos los puntos (todas las contribuciones) es igual a 1.

En la Tabla 1 se presenta el espectro de la tasa de DPA para los cuatro grupos de energías habitualmente usados en la práctica. Para cada grupo de energía se consigna el

valor de la tasa de DPA con su incertidumbre estadística en por ciento y entre paréntesis y la fracción del total también en por ciento.

Grupo de Energía	Espectro de DPA en la superficie del RP	
MeV	s ⁻¹	f%
0 a 4e-7	1.25(.5)E-13	3.5%
4e-7 a 0.1	5.00(2)E-13	14.1%
0.1 a 1	1.12(2)E-12	31.6%
1 a 20	1.80(4)E-12	50.7%
Total	3.54(2)E-12	≅100%

Tabla 1: Espectro del flujo y de la tasa de DPA para R=369.5cm

De la Tabla 1 se deduce que la mayor contribución a la tasa DPA en la superficie interior del RP en el punto del máximo con el 50.7% del total corresponde al flujo rápido y al primer grupo epitérmico con un 31.6%, siendo muy pequeño (3.5%) el aporte debido al flujo térmico.

4. CONCLUSIONES

El cálculo de DPA realizado por NA-SA (la instalación) en la misma zona, para un núcleo con quemado de equilibrio es $3.86(3) \times 10^{-12} \text{ s}^{-1}$, resultando ser un 9% superior al obtenido en el presente cálculo realizado para un núcleo fresco.

Es posible que el valor de la tasa de DPA para un reactor operando con quemado de equilibrio sea mayor que con combustible fresco dado el aplanamiento del flujo en el reactor con la consecuente disminución del flujo neutrónico en el centro y el aumento en el borde.

El valor obtenido debe considerarse como un valor promedio en el primer cm de espesor de la pared interior del RP. Cálculos para espesores menores, 0.5 cm o 0.1 cm darán valores mayores de DPA.

Un cálculo posterior realizado para las mismas condiciones del reactor pero considerando los fotoneutrones provenientes de las reacciones (γ, n) en el D₂O del refrigerante y el moderador arrojó una tasa de DPA de $3.93(4) \times 10^{-12} \text{ s}^{-1}$ que es un 11% mayor que en el caso sin fotoneutrones mostrando que sus efectos no son despreciables en reactores extensos con agua pesada.

Un cálculo similar (c/fotoneutrones) usando una grilla mas fina (11cm x 10cm) y focalizando la atención en la zona donde se presenta la máxima tasa de DPA arrojó un valor promedio para el primer mm de espesor del RP de $4.22(6) \times 10^{-12} \text{ s}^{-1}$ en las zonas indicadas en la [Figura 6](#) y $3.96(8) \times 10^{-12} \text{ s}^{-1}$ en los siguientes 9mm y que se muestra en la [Figura 7](#).

5. REFERENCIAS

- [1]. "MCNP5 - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code", Version 1.60, Los Alamos National Laboratory, by the X-5 Monte Carlo Team.
- [2]. "Fundamentals of Radiation Materials Science - Metals and Alloys", Springer Berlin Heidelberg New York, Gary S. Was
- [3]. http://www-nds.iaea.org/irdf2002/data/irdf2002_damage.dat

FIGURAS

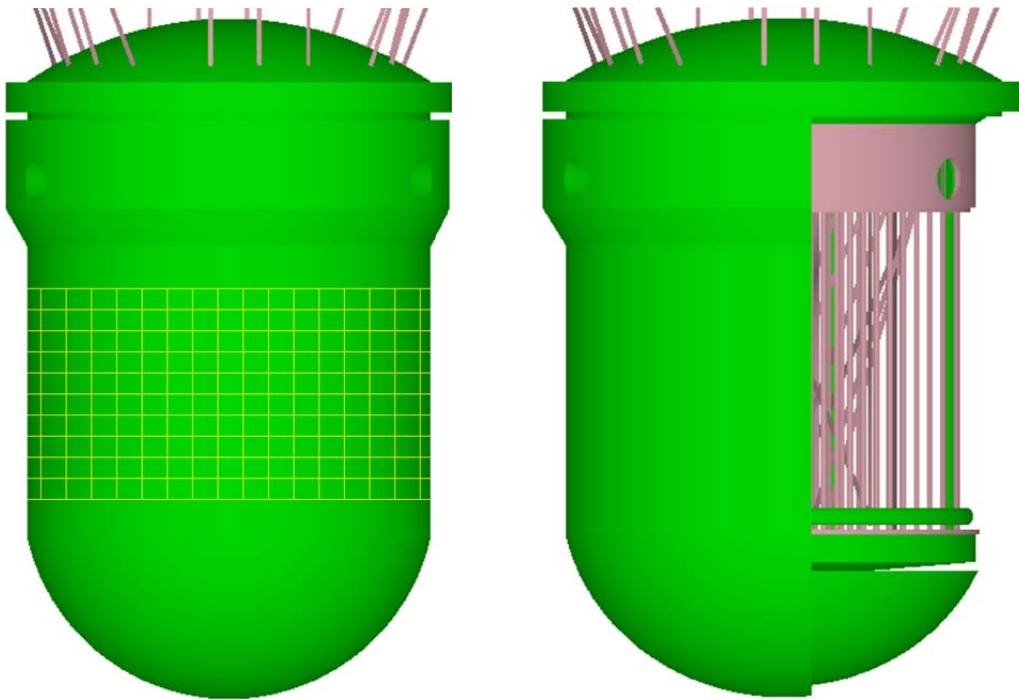


Figura 1: (a) Modelo del RP de la CNA II con esquema del mallado de cálculo. (b) ídem (a) con vista del interior.

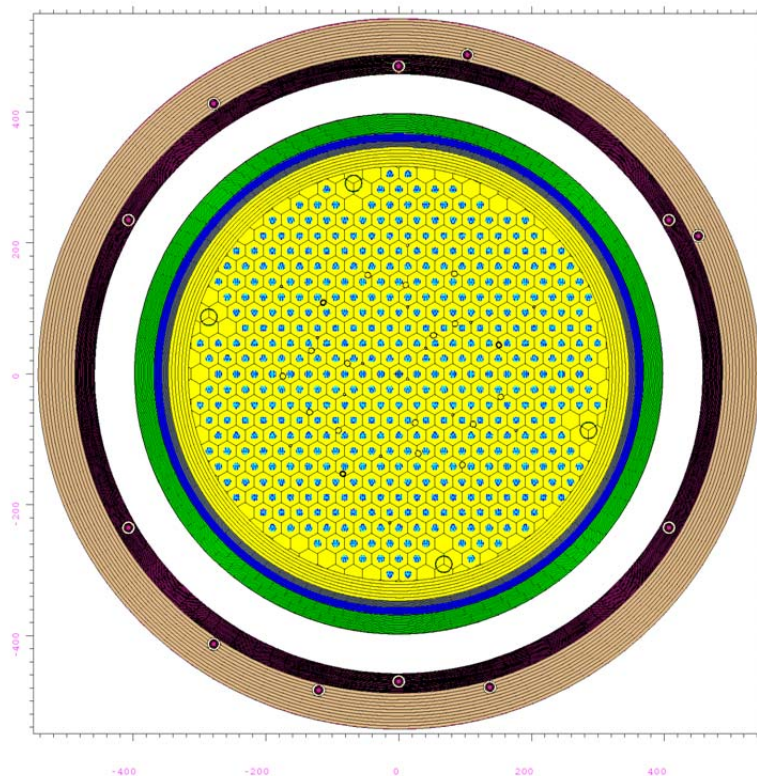


Figura 2: Corte transversal del núcleo, el recipiente de presión, la aislación térmica y el blindaje biológico.

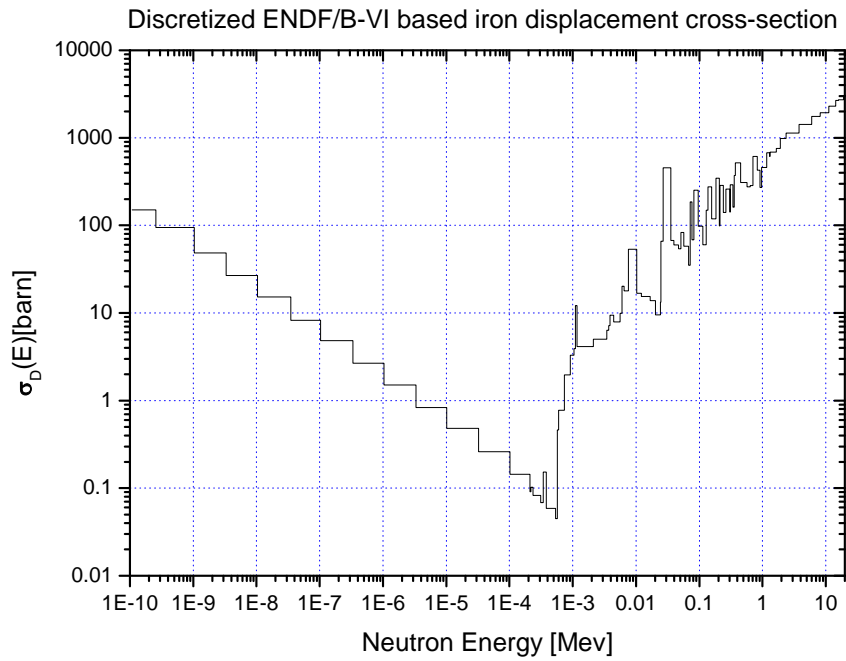


Figura 3: Sección eficaz microscópica de desplazamiento para acero.

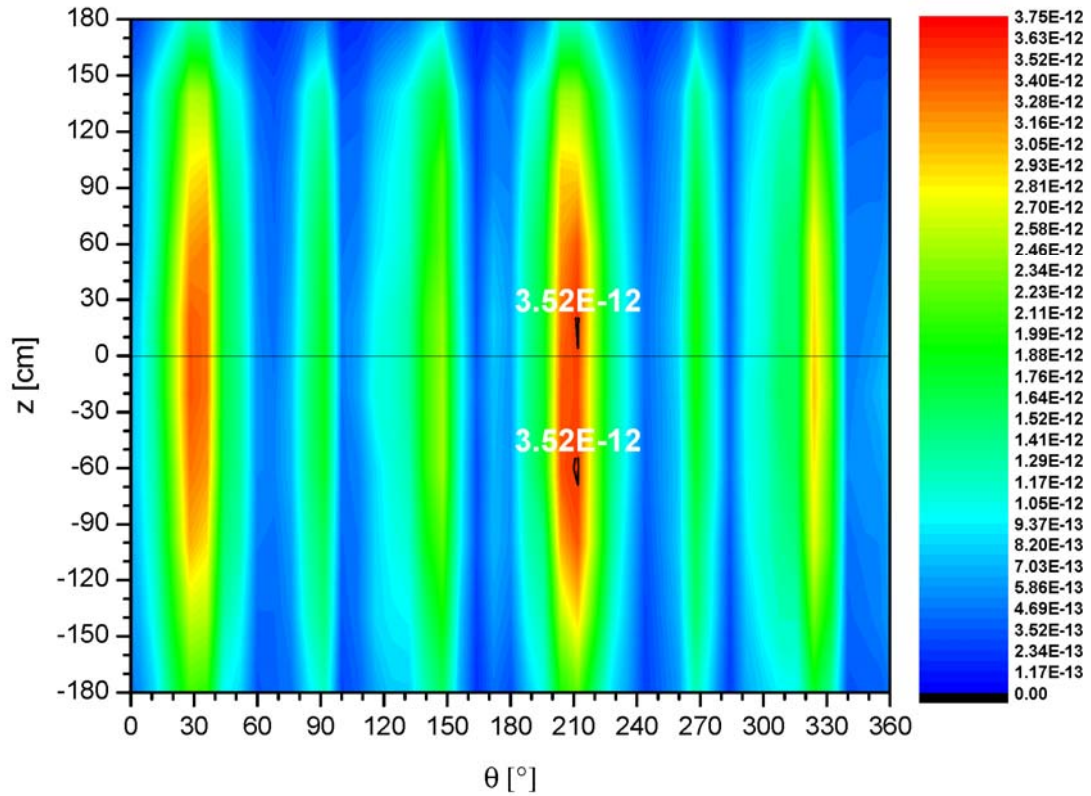


Figura 4: Curvas de nivel de la tasa de DPA en la superficie interior del RP.

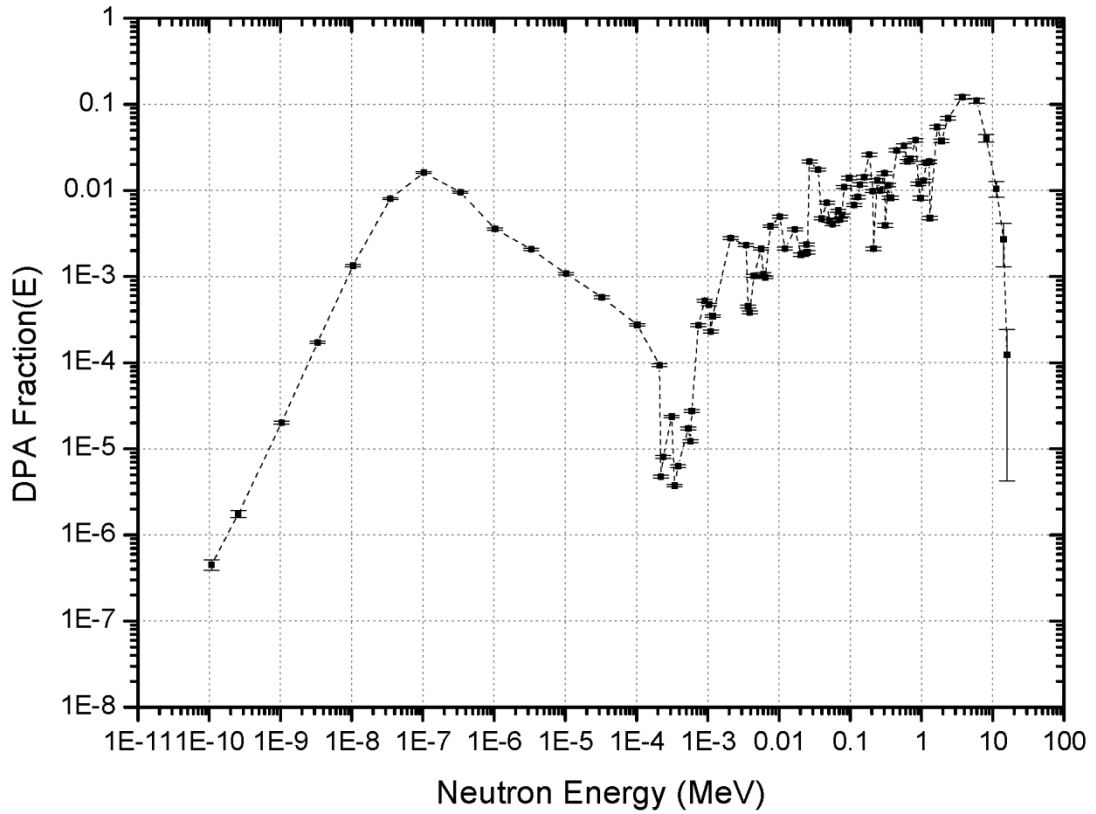


Figura 5: Fracción de la tasa de DPA vs. Energía neutrónica en la sup. interior del RP.

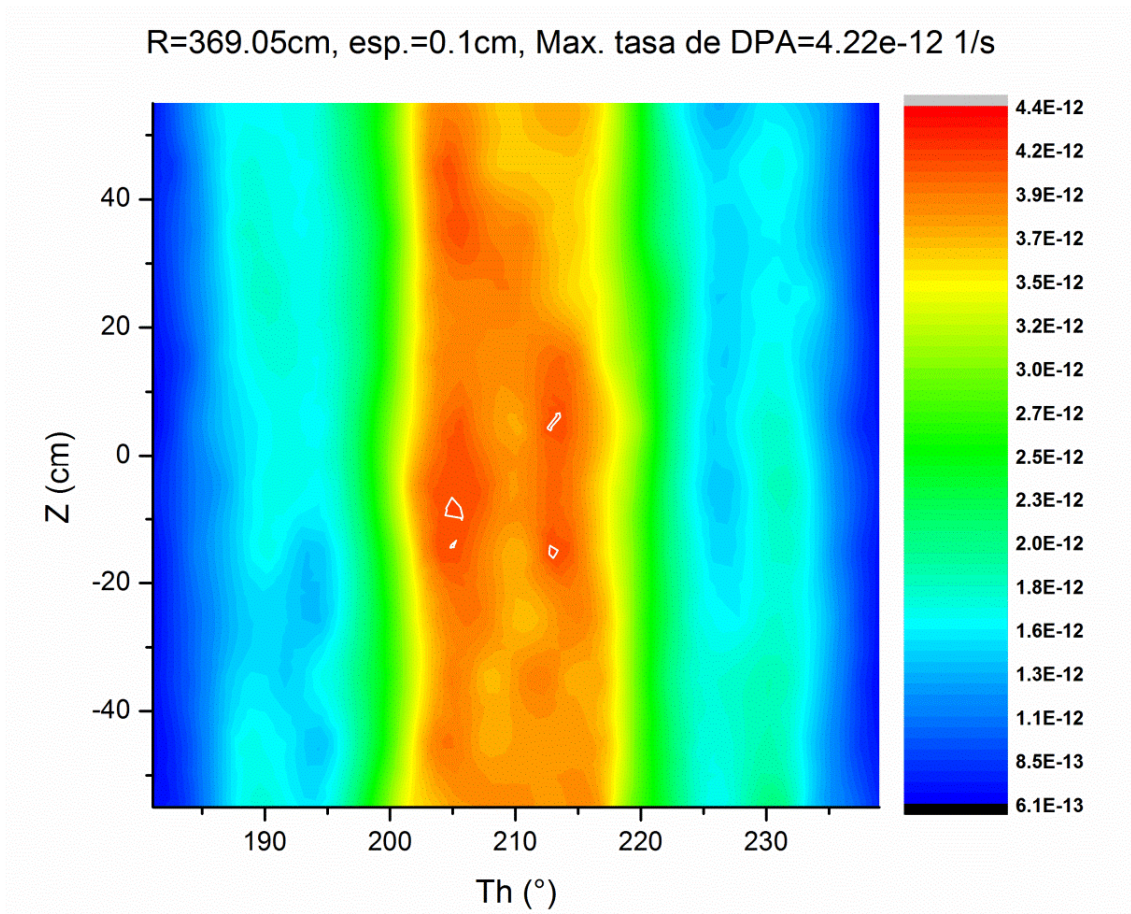


Figura 6: Curvas de nivel de la tasa de DPA en el primer mm de la superficie interior del RP.

R=369.55cm, esp.=0.9cm, Max. tasa de DPA=3.96e-12 1/s

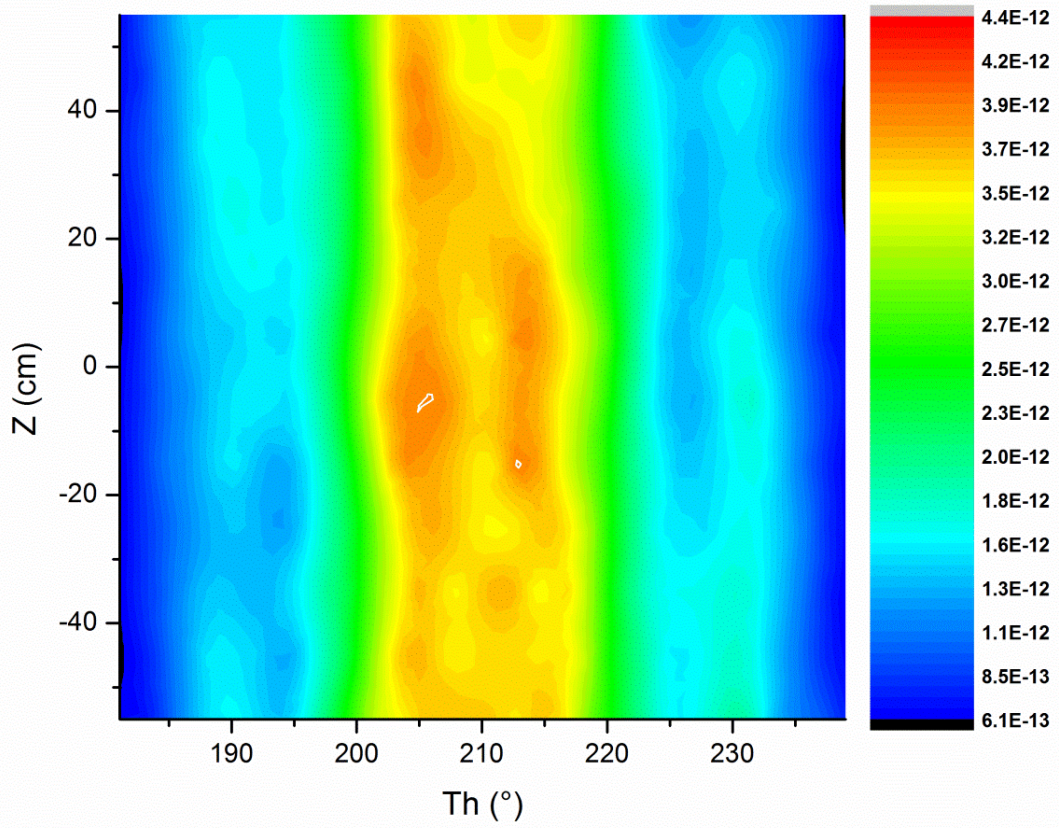


Figura 7: Curvas de nivel de la tasa de DPA en la superficie interior del RP para R entre 369.1cm y 370.0 cm.

**Resultados de la participación en la
Cuarta Reunión de Revisión de Informes
Nacionales a la Convención Conjunta
sobre Seguridad en la Gestión de
Combustibles Gastados y
Sobre Seguridad en la Gestión de
Desechos Radiactivos**

Medici, M.A.; Cinat, E.; Maset, E.R. y Freijo, J.L.

RESULTADOS DE LA PARTICIPACIÓN EN LA CUARTA REUNIÓN DE REVISIÓN DE INFORMES NACIONALES A LA CONVENCION CONJUNTA SOBRE SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DE COMBUSTIBLES GASTADOS Y SOBRE SEGURIDAD EN LA GESTIÓN DE DESECHOS RADIACTIVOS

Medici, M.A.*; Cinat, E.**; Maset, E.R.** y Freijo, J. L.**

* Autoridad Regulatoria Nuclear

** Comisión Nacional de Energía Atómica

República Argentina

Introducción

El 18 de Junio de 2001 entró en vigor el primer instrumento internacional dedicado a la gestión segura de combustible gastado y de desechos radiactivos: la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos (CC). El objetivo de esta Convención es lograr y mantener un alto grado de seguridad en el manejo del combustible gastado y de los desechos radiactivos, de manera de asegurar que en todas las etapas de la gestión de los mismos haya medidas eficaces contra los riesgos radiológicos asociados.

Esta Convención en su Art.32 establece la obligación de presentar a examen un informe nacional acerca de las medidas de seguridad establecidas en cada país firmante para dar cumplimiento a las obligaciones derivadas de la misma.

En este Informe Nacional (IN) se presenta no sólo el estado de las instalaciones, políticas y prácticas tanto de gestión de combustible gastado (GCG) como de la gestión de desechos radiactivos (GDR), sino también las medidas tendientes a la mejora de la seguridad de estas actividades, teniendo en cuenta que en su preámbulo se destaca el **carácter de incentivo** que posee esta Convención. El Informe Nacional de cada Parte Contratante se presenta a examen en Reuniones de Revisión, que actualmente se efectúan cada tres años.

El Cuarto Informe Nacional de Argentina [1] fue presentado a la CC el 13-10-11, dentro de los plazos establecidos. Recibió 53 preguntas por escrito las cuales fueron contestadas. A su vez, Argentina formuló 43 preguntas sobre los informes de los otros países.

Durante el transcurso de las reuniones de revisión está estipulado que cada país haga una exposición oral donde se resuma el contenido de su Informe Nacional, se comente o amplíe las respuestas a las preguntas formuladas por escrito y se dé cuenta de aquellos temas establecidos en reuniones anteriores como desafíos a ser resueltos en el período informado.

Los países se organizan en grupos de aproximadamente 10. Durante la reunión de revisión estos grupos se reúnen en paralelo y cada país presenta su IN al resto del grupo del cual es parte. Al final de cada exposición hay una sesión de preguntas y respuestas orales. En esta oportunidad el grupo 4 (CG4) al que pertenecía Argentina

estuvo integrado además por Reino Unido, Australia, Dinamarca, Moldova, Montenegro, Ucrania, República Checa, Indonesia y Eslovenia.

Para cada sesión grupal se designó un cuerpo de conducción formado por un presidente, un vicepresidente, un relator y un coordinador. Este cuerpo de conducción debió preparar un resumen de cada presentación, y establecer los temas relevantes, asimismo realizó la revisión del estado de cumplimiento de los desafíos pendientes, las buenas prácticas, las medidas planeadas para mejorar la seguridad y los nuevos desafíos. Durante las reuniones plenarias, los Presidentes de cada grupo someten a aprobación las conclusiones de cada país.

En paralelo, se desarrollaron otras reuniones denominadas “Reuniones de Trabajo de Composición Abierta” (Open Ended Working Group - OEWG), cuyo objetivo es tratar temas específicos planteados previamente por alguna parte contratante o grupo de ellas.

En este trabajo se presentan los resultados de la participación en la Cuarta Reunión de Revisión de Informes Nacionales a la CC que tuvo lugar del 14 al 23 de Mayo de 2012 en la Sede del OIEA en Viena, Austria.

Presentación del Cuarto Informe Nacional Argentino a la CC

La delegación argentina que participó en esta reunión estuvo integrada por los Ing. Enrique Cinat (Coordinador del IN argentino), Elvira Maset y José Luis Freijo de la CNEA y la Lic. Marcela Medici de la ARN.

El día 14 de mayo el Ing. Cinat en su carácter de coordinador del Informe Nacional presentó el mismo durante la sesión destinada a tal fin.

La presentación Argentina fue muy bien recibida y generó excelentes comentarios de los países del CG4. La conclusión respecto al IN de Argentina y la defensa del mismo, fue que Argentina cumple acabadamente con los requerimientos de la CC.

Resultados de la participación en la Cuarta Reunión de Revisión de IN a la CC

Tanto los seguimientos al Tercer Informe Nacional a la Convención Conjunta, como los Desafíos y las Buenas Prácticas fueron presentados por el relator del Grupo 4 [2] y se detallan a continuación como resultado de la participación de Argentina en la mencionada Reunión de Revisión:

1. Seguimiento al Tercer IN a la CC

- Aprobación del Plan Estratégico de GRR (PEGRR)

El PEGRR se ha actualizado considerando un período de 3 años. La última actualización (20121) está pendiente de autorización por parte de las autoridades.

- Coordinación a nivel nacional y provincial de la legislación para el transporte de RR en el territorio nacional

El transporte de RR no requiere mayor legislación, la que se requiere está vigente y a nivel federal. Se considera que hay que mejorar la Comunicación al Público.

- Obtener aceptación del público para el emplazamiento de repositorio de RR e involucrar a las partes interesadas en la gestión de RR

El Programa de Comunicación al público se ve como un factor clave para ganar la aceptabilidad y lograr el involucramiento de las partes interesadas. Se están realizando grandes esfuerzos para este fin.

- Tomar la decisión de reprocesar para el 2030

Este objetivo se prevé ser alcanzado en el plazo establecido. Esto no debería considerarse como un Desafío.

- Implementación de un programa para mejorar la caracterización de RR generados y almacenados en centrales nucleares así como mejorar el sistema de registro

Se diseñó un programa para alcanzar este objetivo y se envió al regulador. Su implementación está en progreso.

- Construcción/implementación de un nuevo sitio de DF para residuos de bajo nivel

Se adquirió información de datos geológicos e hidrogeológicos de áreas seleccionadas. El próximo paso es un análisis profundo de grupos más pequeños de sitios con mayor chance de ser elegidos. Se está propiciando un acercamiento a las comunidades de los sitios candidatos a través un Programa de Comunicación adecuado.

- Almacenamiento de CG de CNA I

Debido al accidente de Fukushima la Ingeniería Básica está bajo revisión. El cronograma es muy ajustado para que el proyecto esté operativo para Marzo de 2015. Un plan alternativo está bajo implementación. Consiste en transferir CG de la Unidad 1 al edificio de piletas de la Unidad 2. La adquisición de un casco de transferencia está en progreso.

- Establecimiento de una nueva instalación para almacenamiento de CG de Reactores de Investigación

La instalación está en un nivel avanzado de implementación.

- Necesidad de más personal entrenado para GRR generado durante la operación de CNA I

La contratación de personal entrenado para estas actividades se completó.

- Restitución de sitios de minería de uranio

Restitución de Malargüe está bajo progreso comenzando con los trabajos de construcción para concluir con el encapsulamiento de las colas de minería.

- Completar estudios ambientales y de seguridad para la reevaluación de seguridad del AGE

Los estudios ambientales se concluyeron. Los estudios de seguridad para las trincheras 1 y 2 están pendientes de la aprobación del regulador.

Desafíos para el Quinto Informe Nacional a la CC

Se comenta a continuación los desafíos para Argentina, surgidos como producto del 4ta Reunión de Revisión:

- **Llevar a cabo un Programa de Comunicación Pública para obtener la aceptación necesaria para la aprobación del sitio para la disposición final de RR.**

El proceso de aceptación pública en relación con la localización de repositorios es una preocupación común a todos los países y es visto como un desafío insoslayable, respecto del cual CNEA tiene planes en curso.

Durante la exposición se enfatizó que la CNEA incrementó sus esfuerzos en las actividades de comunicación pública, al respecto se mencionaron los siguientes aspectos:

- *Proyecto para el Fortalecimiento de Comunicación Institucional (OIEA)*
 - *Creación de una nueva área dedicada a la Comunicación.*
 - *Se promovió un plan de mediano y largo plazo.*
 - *La participación activa en varios eventos sociales y culturales.*
 - *Desarrollo de herramientas de comunicación para el público general y audiencias específicas.*
- **Llevar a cabo un programa para mejorar la caracterización de los residuos radiactivos generados y almacenados en las centrales nucleares.**

Esta es una tarea ya comenzada en NA-SA y oportunamente requerida por la ARN.

- **Alcanzar capacidad suficiente de almacenamiento de CG compatible con la vida operativa de la CNA I (almacenamiento en seco,**

opcionalmente en el corto plazo capacidad de transporte para la transferencia entre la CNA I y II).

Es un tema tratado en el Informe Nacional y en la sesión de preguntas, el desafío corresponde a metas planteadas por NA-SA.

- **Concluir la construcción y puesta en marcha de la nueva instalación de almacenamiento de CG de Reactores de Investigación (FACIRI).**

Este proyecto de CNEA se encuentra en un avanzado grado de cumplimiento.

- **Continuar con los estudios de seguridad para los sistemas de disposición restantes ubicados en AGE.**

Tarea ya comenzada en CNEA, este desafío corresponde a la meta vigente.

- **Impacto en lo relativo a la gestión de RR y CG de la Extensión de la Vida de la Central Nuclear de Embalse**

Consiste en reflejar en el Plan Estratégico elaborado por el PNGRR, las posibles implicancias de esta tarea de gran relevancia para la CC. Este aspecto ya ha sido tenido en cuenta en la versión 2012 del mencionado Plan.

- **Aprobación del Plan Estratégico (versión 2012)**

Tarea en curso en la actualidad. Luego de terminar su elaboración en CNEA durante el presente año, será enviado a la Autoridad Regulatoria Nuclear para su consulta antes de ser elevado a la Secretaría de Energía, quien a su vez lo elevará para su aprobación al Congreso de la Nación.

Sin embargo, la aprobación del Plan Estratégico por el parlamento tal cual lo requiere la Ley 25.018 no se ha dado hasta el presente. Por el momento, la posición ante la CC ha sido argumentar que el espíritu de la Ley 25.018 se cumple de todas maneras, aunque con mecanismos diferentes a lo establecido por dicha Ley, explicados por el cambio de contexto político, económico y estratégico respecto de la actividad nuclear entre el momento en que fue promulgada la Ley 25018, en 1998, y el actual. A tal efecto, sería conveniente revisar y actualizar el marco legislativo de la actividad nuclear en el país, tal como sucede en otros países que forman parte de la CC, y así lo han manifestado en sus presentaciones.

- **Impacto en el planeamiento debido a la gestión de los RR y CC de la Cuarta Central Nuclear.**

En caso de que la Cuarta Central sea definida, implicará la correspondiente actualización del Plan Estratégico del PNGRR.

Conclusiones

La República Argentina desarrolló de manera completa y satisfactoria el proceso de preparación, presentación y defensa del Informe Nacional correspondiente a la Cuarta Revisión de la CC, habiéndose calificado su participación como de alta calidad.

La participación en las presentaciones del Grupo 4 y de otros países relevantes en las que los participantes de la delegación argentina tuvieron oportunidad de participar, ha constituido una experiencia importante en la materia permitiendo mejorar las prácticas nacionales y la planificación y preparación de futuras revisiones.

Los avances realizados sobre los desafíos determinados para Argentina en la Tercer Reunión son el resultado más palpable de este proceso. Los desafíos determinados en la Cuarta Reunión son los que se desprenden de las propias metas incluidas en el Informe Nacional.

Referencias

[1] Cuarto Informe Nacional a la Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión de Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Desechos Radiactivos, Argentina, Octubre de 2011. <http://www.cnea.gov.ar/pdfs/seguridad/CIN%20-%20ARGENTINA%20-%20VERSION%20CASTELLANO.pdf>

[2] Country Group 4 Rapporteur's Report Lerato Khechane, Nnr, South Africa

Proceso de licenciamiento del personal para instalaciones de aplicaciones médicas e industriales en Argentina

Ciccone, M.A. y Núñez, M.P.

PROCESO DE LICENCIAMIENTO DEL PERSONAL PARA INSTALACIONES DE APLICACIONES MÉDICAS E INDUSTRIALES EN ARGENTINA.

M.A. Ciccone ¹, M.P. Nuñez ¹

Autoridad Regulatoria Nuclear, Ciudad Autónoma de Buenos Aires, Argentina ¹.

mnunez@arn.gob.ar

RESUMEN

En la República Argentina las instalaciones que utilizan radiaciones ionizantes están clasificadas de acuerdo a la Revisión 3 de la Norma Básica de Seguridad Radiológica AR 10.1.1 y dependiendo del riesgo radiológico y la complejidad tecnológica asociados, en:

Instalación Clase I: Instalación o práctica que requiere un proceso de licenciamiento de más de una etapa, requiriendo licencias de construcción, puesta en marcha, operación, cierre y desmantelamiento. Son llamadas también Instalaciones Relevantes. Ejemplos: Reactores Nucleares de Potencia; Reactores Nucleares de Producción de Radioisótopos e Investigación, Plantas del Ciclo de Combustibles con riesgo de criticidad.

Instalación Clase II: Instalación o práctica que sólo requiere licencia de operación. Las aplicaciones Médicas e Industriales y las instalaciones del Ciclo de Combustible sin riesgo de criticidad se encuentran en esta clase. Ejemplo: Gammagrafía Industrial; Instalaciones de Medicina Nuclear, Plantas de Fabricación de Combustibles de uranio natural.

Instalación Clase III: Instalación o práctica que sólo requiere registro. Ejemplo: Diagnóstico in vitro para seres humanos.

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), órgano regulador argentino de competencia en el control del uso de las radiaciones ionizantes, ha establecido un conjunto de procedimientos consistentes con la normativa vigente para cada tipo de aplicación, entre los cuales se encuentra el Procedimiento "Gestión de Permisos Individuales para Personal del Instalaciones Clase II", en el que se detallan los requisitos que deben satisfacer las personas que trabajan en esta clase instalación y que requieran la emisión de un permiso individual por parte de la ARN, tomando en consideración el propósito de uso de las radiaciones ionizantes. Son ejemplos de propósitos: Calibración de equipos, operación de equipos de gammagrafía industrial, uso de fuentes radiactivas no selladas en estudios diagnósticos, etc.

Resultados y discusión

En este trabajo se describen el procedimiento implementado, la información solicitada al usuario por la ARN, el grado de entrenamiento requerido, la forma en que la ARN garantiza la formación en seguridad radiológica, los criterios de evaluación aplicados y los niveles de revisión establecidos para la obtención de un permiso individual y ulteriores renovaciones. También se presentan las herramientas informáticas utilizadas para su sistematización.

Conclusiones

Se analizan las fortalezas y debilidades detectadas tras 17 años de experiencia en su aplicación y se evalúan las alternativas para mejorar la gestión de los permisos individuales para el personal que utiliza radiaciones ionizantes para aplicaciones médicas e industriales en instalaciones Clase II.

ABSTRACT

In Argentina the facilities that use ionizing radiation are classified according to Radiological Safety Basic Standard AR 10.1. Revision 3.

Regarding their radiological risk and the associated technological complexity, the facilities are classified into:

Class I Installations: Facility that requires a licensing process of more than one step, implying construction license, commissioning, operation, shutdown and decommissioning. They are also called Relevant Installations. Examples are: Nuclear Power Plants, Research and Production Nuclear Reactors, Fuel Cycle Plants with criticality risk.

Class II Installations: Facility or practice that only requires operation license. Medical and Industrial Applications and Fuel Cycle Installations without criticality risk are found into this class. Examples are: Industrial Radiography, Nuclear Medicine Installations.

Class III Installations: Facilities or practices that only require a registration. Example: In vitro Diagnosis in human beings.

The National Regulatory Authority(ARN), Argentinean regulatory entity competent in the control of the use of ionizing radiation, has established a group of procedures consistent with the present legislation for every type of application. Among

these procedures we find the Procedure called "Individual Permits for Class II Installations Personnel" in which all the evaluated.

1. Introducción.

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) fue creada mediante la Ley N° 24.804 (Ley Nacional de la Actividad Nuclear), como entidad autárquica en jurisdicción de la Presidencia de la Nación, y tiene la función de regular y fiscalizar la actividad nuclear en todo lo referente a los temas de seguridad radiológica y nuclear, protección y seguridad física y no proliferación nuclear. Debe asimismo asesorar al Poder Ejecutivo Nacional en las materias de su competencia.

La ARN tiene como objetivo establecer, desarrollar y aplicar un régimen regulatorio para todas las actividades nucleares que se realicen en la República Argentina. La ARN está facultada 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" conforme lo dispone el inciso a) del artículo 16 de la Ley N° 24.804.

El cuerpo normativo de la ARN, está constituido por Normas, Guías Regulatorias y Regímenes de Tasas Regulatorias y Sanciones. Los documentos son publicadas en el Boletín Oficial de la República Argentina y en la página web del organismo, www.arn.gob.ar. La normativa se aplica en la operación de todas las instalaciones, las prácticas y las capacidades de su correspondiente persona.

En la Norma Básica de Seguridad Radiológica (AR 10.1.1) 11), se definen los criterios para clasificar las instalaciones que utilizan radiaciones ionizantes, según el riesgo radiológico y la complejidad tecnológica asociada. Las instalaciones están clasificadas en:

Instalación Clase I: Instalación o práctica que requiere un proceso de licenciamiento de más de una etapa. Las etapas a considerar son: construcción, puesta en marcha, operación, cierre y desmantelamiento. Se las denomina, también, Instalaciones Relevantes.

Instalación Clase II: Instalación o práctica que sólo requiere licencia de operación. Las aplicaciones Médicas e Industriales y las instalaciones del ciclo de combustible sin riesgo de criticidad se encuentran en esta clase

Instalación Clase III: Instalación o práctica que sólo requiere registro.

En relación con las Instalaciones Clase II, los requisitos que debe cumplir el personal para obtener su habilitación para desempeñarse están detallados en las Normas AR 7.11.1 "Permisos individuales para operadores de equipos de gammagrafía industrial" – Rev 3 (2) y AR 7.11.2 "Permisos individuales para operadores de fuentes de radiación para aplicaciones industriales describen" Rev 0 (3).

En el caso de gamagrafía, el marco regulatorio para la actividad es complementado con la Guía Regulatoria GS5 "Recomendaciones generales para la obtención y renovación de permisos individuales para operadores de gammagrafía industrial"(4) donde se explicitan aspectos relacionados con la capacitación mínima requerida y la aptitud física, entre otros.

En este trabajo se describe el procedimiento interno, "Gestión de Permisos Individuales para Personal de Instalaciones Clase II" tomando como referencia el que se aplica para dar cumplimiento a la normativa vigente en la emisión de los permisos individuales para operadores de equipos de Gamagrafía

2. Material y métodos

El proceso de obtención de un Permiso Individual (PI) considera no sólo aspectos regulatorios asociados a la seguridad radiológica sino también legal y económica. El trámite consta de dos o una etapa dependiendo de que se solicite el PI por primera vez ó por renovación y siempre es acompañado por la asesoría del personal de la ARN antes del inicio propiamente dicho (5).

En el caso de tratarse de un PI nuevo para operar equipos de gammagrafía industrial, según la Norma AR 7.11.1 Rev.3, el solicitante debe presentar al sector regulatorio responsable del Control de las Instalaciones Clase II la siguiente documentación:

- a) Ser mayor de 21 años.
- b) Poseer como mínimo estudios secundarios completos.
- c) Acreditar la aprobación de un curso teórico práctico sobre gammagrafía industrial, reconocido por la Autoridad Regulatoria, cuyo temario de protección radiológica tenga una duración no menor a 55 horas (Según Guía Regulatoria AR 5).
- d) Presentar un plan de entrenamiento en la práctica de Gammagrafía Industrial bajo supervisión, no menor a cinco (5) meses y no mayor a dieciocho (18) meses, durante el que deberá realizar un mínimo de Cincuenta (50) operaciones de Gammagrafía Industrial. La supervisión estará a cargo de un preceptor, propuesto por el solicitante, que deberá poseer PI para operar equipos de gammagrafía industrial con al menos una renovación efectuada y acreditar buenos antecedentes operativos. Este entrenamiento deberá comenzar luego de aprobado el curso y en una instalación con Licencia de Operación¹ para el uso de equipos de gammagrafía industrial. Es responsabilidad del preceptor comunicar a la ARN el inicio del entrenamiento del aspirante dentro de la semana de comenzado el mismo y el inicio de las prácticas debe ser avalado por el Titular de la Licencia de Operación² de la entidad donde se realizan las mismas.

La documentación es revisada desde las perspectivas de seguridad radiológica y económica. Una vez que la documentación requerida está completa, se incorporan los datos en el sistema informático SIRFRAR (Sistema de Control de Gestión de Instalaciones Radiactivas y Fuentes de Radiación Clase II y III), se da comienzo al trámite de “Inicio de Prácticas”, generándose el correspondiente expediente. Este Inicio de Prácticas es evaluado, en primera instancia, por el sector regulatorio de Clase II desde el punto de vista de la seguridad radiológica, y luego por el Consejo Asesor en Aplicaciones de Radioisótopos y Radiaciones Ionizantes (CAAR). El resultado de las evaluaciones es asentado en el SIRFRAR en forma independiente por cada uno de los sectores involucrados.

El CAAR es un Cuerpo consultivo cuyos miembros son designados por el Directorio con la finalidad de asesorarlo sobre aspectos vinculados al otorgamiento de permisos individuales e Inicios de Prácticas del personal de instalaciones Clase II. También analiza los contenidos de los cursos en materia de seguridad radiológica cuyo reconocimiento haya solicitado para uno o más propósitos específicos. Este cuerpo está constituido por un Presidente, un Secretario Técnico perteneciente al sector regulatorio Clase II, un Secretario Técnico Alterno y ocho Vocales. Los vocales deben ser profesionales de reconocida trayectoria en las prácticas correspondientes a Instalaciones Clase II. Su opinión no es vinculante.

Luego de cumplir con los requerimientos de capacitación enunciados, el solicitante está en condiciones de iniciar la tramitación del PI, presentando la siguiente documentación:

1. Formulario de solicitud; disponible en la página de internet de la ARN

¹ *Licencia de Operación (LO)*: 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.

² *Titular de la LO*: Persona física o jurídica a la que la Autoridad Regulatoria ha otorgado una o más licencias para una Instalación Clase I o Clase II.

2. Informe del preceptor en formato preestablecido por ARN y disponible en la página de internet de la ARN;
3. Declaración Jurada de verificación del reingreso de las fuentes de Gammagrafía Industrial a sus proyectores;
4. Certificado de aptitud psicofísica, extendido por un médico examinador elegido por el postulante y reconocido por la Autoridad Regulatoria, de acuerdo a lo establecido en la Parte 2 de la Guía AR 5
5. El pago de la Tasa de Licenciamiento para el Permiso Individual.

Una vez que toda la documentación ha sido presentada, se genera en el SIRFRAR el trámite de PI. La documentación es revisada por sector regulatorio Clase II, y a posteriori si no existen requerimientos adicionales, el conjunto de antecedentes es enviado para análisis y opinión del CAAR. Nuevamente, el resultado de las evaluaciones es asentado en el SIRFRAR en forma independiente por cada uno de los sectores involucrados.

Si el resultado de los análisis fue positivo, el proceso continúa con la evaluación de los aspectos legales según el Régimen de Procedimientos Administrativos (6) y se incluye en el SIRFRAR. Si el resultado es satisfactorio, el expediente es elevado para la consideración del Directorio. La aprobación del Directorio se evidencia en la emisión de una Resolución y del correspondiente PI.

El certificado de PI detalla los siguientes tópicos: Nombre del solicitante, número de PI, título de educación secundaria, propósito autorizado, descripción de los radioisótopos autorizados, fecha de emisión, fecha de vencimiento (tiene una vigencia por 3 años), número de resolución del Directorio. El certificado original es enviado por correo postal al solicitante. Los datos del nuevo PI son incorporados al SIRFRAR y se da por terminado el expediente.

En el caso de una renovación ó modificación del PI sólo deberán cumplirse los pasos 1, 4 y 5 previamente enumerados. La documentación se complementa con la información sobre posibles sanciones impuestas durante la validez del PI. La aprobación, de los sectores antes indicados, será indispensable para culminación del proceso. En el proceso de renovación del PI, el sector regulatorio de las Instalaciones Clase II podrá emitir un PI “provisorio” cuando la solicitud cuente con una recomendación favorable del CAAR y será sólo por el término de 3 meses mientras se completa el trámite.

3. Resultados y discusión

El proceso de licenciamiento del personal para instalaciones de aplicaciones médicas e industriales debe concretarse en no más de 60 días hábiles, a partir de la aprobación del Inicio de Prácticas.

El PI, documento que habilita a la persona para el uso de radiaciones ionizantes en cualquier tipo de aplicaciones sólo es emitida si todos los requerimientos han sido cumplidos.

Los pasos de revisión realizados tanto por el sector regulatorio de Clase II como por el CAAR pueden dar lugar a nuevos requerimientos. Sólo si ambas revisiones han sido satisfactorias el trámite continuará. En el caso de que la decisión del CAAR sea negativa y dado que la opinión del CAAR no es vinculante, el Directorio de la ARN definirá la conducta a seguir.

La duración del trámite depende fuertemente de la celeridad del solicitante para completar los requerimientos, pues el trámite se interrumpe hasta que el solicitante complete toda la información requerida, y su demora incide negativamente en el tiempo necesario para la obtención o renovación de su PI.

La trazabilidad del proceso está garantizada por los diversos e independientes puntos de control. Los puntos de control están definidos por la incorporación de la información en el sistema SIRFRAR que deben realizar los sectores participantes y permiten la verificación de cada paso del proceso.

La confidencialidad del sistema informático se logra por medio de permisos definidos para los grupos intervinientes, con perfiles asignados según la tarea y claves de acceso personal. La ARN provee el servidor.

4. Conclusiones

El proceso de licenciamiento del personal de las Instalaciones Clase II (Aplicaciones Médicas e Industriales) es un proceso regulatorio que involucra a diversos sectores de la ARN (regulatorios, legales y económicos) para certificar el cumplimiento de los requerimientos que la normativa argentina establece para la actividad.

El proceso actual es el resultado de la experiencia regulatoria de más de 15 años; ha evolucionado conjuntamente con los requerimientos normativos en la búsqueda de lograr no sólo un mejor control de la actividad sino también de fortalecer la cultura de la seguridad de los responsables de la práctica por medio de una capacitación más efectiva y rigurosa.

Se han obtenido resultados satisfactorios al agilizar el proceso sin desmedro de la eficacia del control. Los criterios definidos para los puntos de control han resultado satisfactorios

En el transcurso del tiempo se ha actualizado el sistema informático, ampliando la cantidad y variedad de datos ingresados lo que ha permitido agilizar el acceso a la información necesaria para cumplir con los objetivos regulatorios.

5. Bibliografía

1. AR 10.1.1.Norma Básica de Seguridad Radiológica. Rev 3. ARN, 2001.
2. AR 7.11.1 Permisos individuales para operadores de equipos de gammagrafía industrial– Rev 3.ARN, 2010.
3. AR 7.11.2 Permisos individuales para operadores de fuentes de radiación para aplicaciones industriales describen Rev 0.ARN , 2006.
4. Gestión de Permisos Individuales para Personal del Instalaciones Clase II. Procedimiento Interno G – Clase II y III-02. Rev 4.ARN, 2011.
5. Tramitación de Permisos Individuales para Operadores de Equipos de Gammagrafía Industrial. Instructivo. Documento ARN.
6. Régimen de Procedimientos Administrativos. Ley 19549. Ley nacional de procedimientos administrativos. Boletín Oficial de la República Argentina.

Internal Dose Assessment of ^{177}Lu -DOTA-SP for Quantification of Arginine Renal Protection Effect

Puerta, N.; Rojo, A.M.; Crudo, J.L.; Zapata, A.M.; Nevares, N.;
López Bularte, A.C.; Perez, J.H. and Zaretzky, A.N.

Internal dose assessment of ¹⁷⁷Lu-DOTA-SP for quantification of arginine renal protection effect

¹Puerta N*, ¹Rojo A., ²Crudo J., ²Zapata A., ²Nevares N., ²López Bularte A., ²Perez J., ²Zaretsky A.



*npuerta@arn.gob.ar

¹Nuclear Regulatory Authority.
Av. del Libertador 8250. Buenos Aires, Argentina

²National Atomic Energy Commission.
Presb. Juan González y Aragón 15. Ezeiza, Argentina



1. INTRODUCTION

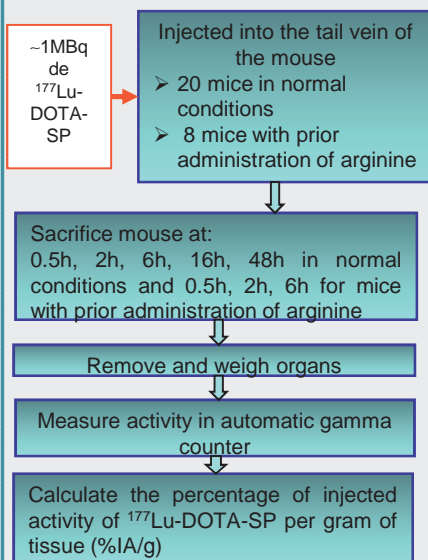
¹⁷⁷Lu-DOTA-Substance P (SP) could be used in peptide receptor radionuclide therapy (PRRT) for treatment of malignant glioblastoma. The limiting factor is the dose delivered to healthy organs therefore, it is necessary to identify the organ with the highest radiological risk and calculate the maximum activity that can be administered to a patient in a safe way, it means Maximum Tolerate Activity (MTA). Because in PRRT, one the healthy organ with the highest risk of reaching radiotoxicity is commonly the kidney, in this study the results of ¹⁷⁷Lu-DOTA-SP preclinical assays carried out in NIH mice are compared and extrapolated to adult humans, for two conditions: with and without prior administration of arginine as a potential renal protective agent.

2. OBJECTIVE

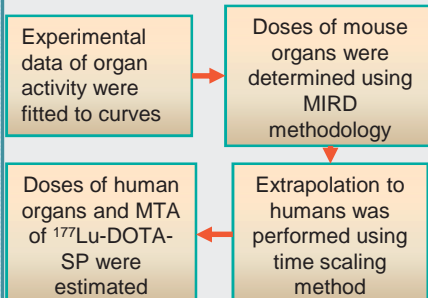
To investigate the renal protective effect of arginine in the administration of ¹⁷⁷Lu-DOTA-SP in normal NIH mice and its extrapolation to standard adult patients.

3. METHODS

Biodistribution Study



Dosimetric Studies



$$MTA \left(\frac{MBq}{Kg} \right) = \frac{Tolerance\ Dose\ (mGy)}{Dose\ Coefficients\ (mGy / MBq) \times Body\ mass}$$

4. RESULTS

Figure 1. Biodistribution data of ¹⁷⁷Lu-DOTA-SP in normal NIH mice

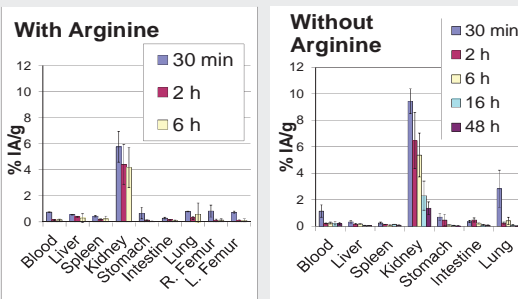


Table 1: Absorbed dose in organs of the NIH mouse (A), adult female (B) and adult male (C).

Organs	Absorbed Dose (mGy/MBq)					
	with Arginine			without Arginine		
	A	B	C	A	B	C
Kidneys	115.07	1.04	1.16	139.9	1.15	1.59
Liver	8.47	0.06	0.06	4.61	0.02	0.03
Lungs	17.05	0.02	0.02	14.57	0.06	0.05
Stomach	5.64	0.01	0.01	9.67	0.05	0.05
Spleen	27.70	0.09	0.07	14.85	0.05	0.05
Intestine	1.81	0.10	0.10	4.66	0.22	0.22
Bone Marrow	0.57	0.01	0.01	0.51	0.01	0.01

Table 2: MTA (MBq/kg) in adult humans for two cases

MTA for case with Arginine		MTA for case without Arginine	
Woman	Man	Woman	Man
338	234	306	170

5. CONCLUSIONS

Kidney is the healthy organ with the highest radiological risk, following the intravenously administration of ¹⁷⁷Lu-DOTA-SP.

It was found out that the administration of arginine prior to injection of ¹⁷⁷Lu-DOTA-SP optimize the treatment, showing a rapid clearance from the body and less retention in kidney with respect to the situation in which the amino acid is not administered.

The dosimetric results extrapolated to humans should be taken into account for not exceeding the radiotoxicological threshold in kidney (20 Gy) and thus ensure the radiological protection of patients.

Individual Monitoring of Internal Exposures for Nuclear Medicine Workers in Argentina

Rajo, A.M.; Puerta, N.; Villella, A.; Acosta, N.; Arenas, G.;
Gossio, S. and Gómez Parada, I.

Individual Monitoring of Internal Exposures for Nuclear Medicine Workers in Argentina

¹ Rojo A, ¹ Puerta N, ¹ Villella A, ² Acosta N, ² Arenas G, ¹ Gossio S, ¹ Gomez Parada



¹Nuclear Regulatory Authority.
Av. del Libertador 8250. Buenos Aires, Argentina



²Fundación Escuela de Medicina Nuclear (FUESMEN), National Atomic Energy Commission.
Garibaldi 405, Mendoza, Argentina

1. INTRODUCTION

According with the IAEA s ITERIM and BSS 115 individual monitoring should be undertaken where appropriate, adequate and feasible for any worker who normally works in a controlled area and may incur in a significant exposure.

The IAEA suggests, in its publication RS-G-1.2, quantitative criteria for the evaluation of the need for the implementation of a program for internal monitoring; (i.e. that internal monitoring should be carried out whenever the potential internal exposure of incorporation leads to a value of annual committed effective dose equal or higher than 1 mSv).

The external individual monitoring for nuclear medicine workers is a requirement in Argentina, meanwhile the internal individual monitoring is not a requirement neither in this country nor in most of other countries in the world. So that, it is of interest to propose a monitoring procedure to control ¹³¹I internal exposures of these workers. Since the surface contamination monitors, are available in Nuclear Medicine Centres (NMC), the possibility of using them in a first screening is analysed. The detectors are calibrated and the detection limits are obtained to analyse their response in correlation with the E(50). Based on these results, a worker monitoring procedure is proposed to control ¹³¹I intakes.

2. OBJECTIVE

To propose an individual monitoring procedure feasible to implement routinely with the instrumentation available in the nuclear medicine centers (NMC) for the control of ¹³¹I internal exposures in normal and accidental scenarios.

3. DETECTORS RESPONSE FOR WORKERS MONITORING

A calibration procedure, feasible to implement in NMC, is performed to calculate detection limit (DL) to define the detector response in terms of E(50)






Detector	Characteristics	DL (kBq)
A. Geiger-Muller quenched by halogen	Ø = 45mm, 1.5-2.0 mg/cm ² Mica window	9.1
B. Geiger-Mueller	Ø = 45mm, 2 mg/cm ² Mica window	9.2
C. Plastic scintillator	3"x3" plastic scintillator	2.1

$$E(50) = e_{inh}(50) \times \frac{DL}{m(t)}$$

Conservative hypothesis:

> ¹³¹I vapour
e(50) = 2 · 10⁻⁸ Sv/Bq (ICRP68)

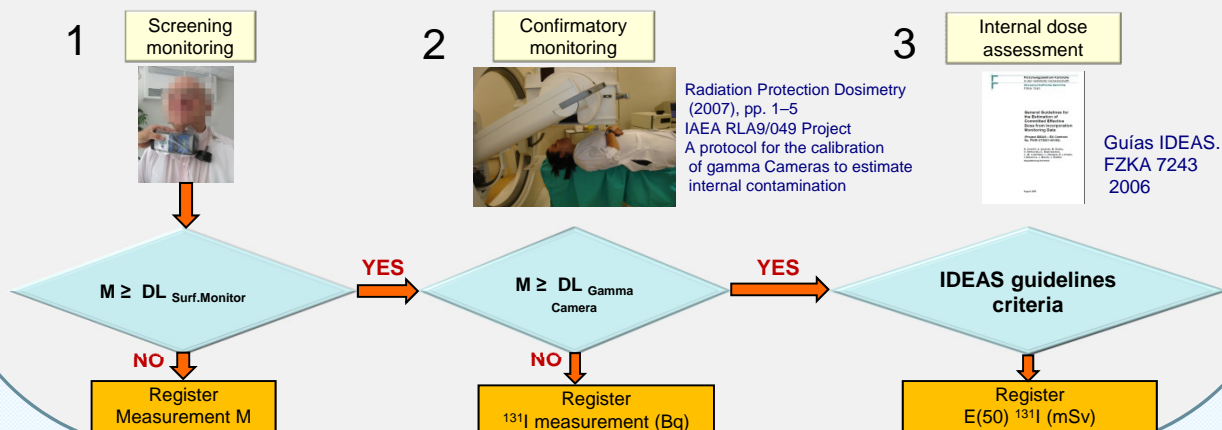
> Time after exposure = 1 day
m(t) = 0.23 (ICRP 78)

Detector	MDA (kBq)	E(50) _{min} (mSv)
A 	9.1	0.8
B 	9.2	0.8
C 	2.1	0.2

MDA: Minimum detectable activity. MDA=DL

4. MONITORING PROCEDURE

The screening monitoring is performed each day, before the beginning of the daily work, using the available calibrated surface contamination detector in the NMC. The detector is located in front of the thyroid to detect ¹³¹I. Depending on the results it could be stopped at this step when the measurement M is below the DL. Results above DL could indicate a potential intake, so that, the following steps should be carried out



5. CONCLUSIONS

The surface detectors available in NMC for radiation protection purpose have an adequate response for a first screening to detect potential workers intakes. In case of a positive result is obtained, the use of gamma camera and the application of IDEAS Guidelines criteria allows to complete the process of internal dose assessment. It is concluded that this proposed procedure is easy to implement and it could contribute to obtain a first mapping of the workers ¹³¹I internal exposures in nuclear medicine.

Using MCA DigiDART for Neutron Detection

Soppe, E.; Carelli, J. and Villella, A.

Presentado en: 13th International Congress on the International Radiation Protection Association.
Glasgow, Escocia, 13 al 18 de mayo de 2012



Contact:
esoppe@arn.gov.ar

Using MCA DigiDART for neutron detection

E. Soppe, J. Carelli, A. Villella
Nuclear Regulatory Authority, Buenos Aires, Argentina



ABSTRACT

For making neutron detection experiences, an ORTEC DigiDART Multi Channel Analyzer (MCA) was connected to a CENTRONIC SP3 proportional counter, using an ORTEC 142PC preamplifier and a DIM-POSNAI voltage supply. Since the DigiDART MCA is designed for use with sodium iodide detectors, built-in functions that search for optimal detection parameters are not intended for use with those pulses coming from the interaction of neutrons with a proportional counter He-3 gas. The parameters needed to be reset for this new configuration with a proportional counter, in order to obtain reliable measurements. The criteria used to find new values for the parameters were counting repeatability and minimum dead time. After a series of experiments, the parameters were obtained. The response obtained with the detection system using the DigiDART was then compared to that using a Nomad Plus analog MCA, showing consistent results. Finally, the SP3 was installed on a set of Bonner spheres, exposed to AmBe source and the counts in the DigiDART were measured. After that, the response as nuclear reactions by neutron/cm² incident from an AmBe source was calculated with MCNPX. A linear relationship was found between the calculated and the measured values.

1. INTRODUCTION

In order to achieve portability in Bonner sphere neutron spectrometry, in the past some portable MCA were used. The ORTEC DigiDART is a portable digital processor for incoming signals from HPGe or sodium iodide detectors. The aim of this study was to obtain a set of parameters that turn it into a useful MCA for neutron counting. Now, it is intended its usefulness for processing pulses arising in a proportional counter He-3 gas connected to a preamplifier. This kind of system has its particular shape of signal, rise time, and amplitude.

2. EXPERIMENTAL SET UP

The detection probe is a CENTRONIC SP3 proportional counter filled with He-3, the counting gas, and some quench gases like CO₂. The system is completed by an ORTEC 142PC preamplifier and a DIM-POSNAI used to supply HV and preamplifier power. The Detector Interface Module (DIM) is needed because it works closely with the DigiDART that controls the high-voltage bias by software. power supplied by the voltage range matches the requirements of the proportional counter although it is built to use with sodium iodide detectors. The signal passes through coax cables ended at BNC, SHV and proprietary design for SP3 CENTRONIC fittings. Sometimes, a PC with MAESTRO32 software was connected to control the DigiDART too.

The neutron field was supplied by a 5 Ci AmBe source placed at 2 m above ground. The detection probe was installed within an 8 inches polyethylene sphere in order to improve the counting. The center-to-center distance was 70 cm long.



Figure 3. All elements of the neutron detector.

Figure 3 shows the complete system: the detector Centronic SP9, the multichannel DigiDART with DIM-POSNAI interface, the preamplifier PC142 and an 8" polyethylene sphere.

Search criteria for new set of parameters

Being the detection probe exposed to a same neutron field, the search criteria were:

- Minimum dead time.
- Repeatability, measured by standard deviation. Avoid a drift founded when jobs of five consecutive identical spectra were acquired (Note: a "job" is a little script that the MAESTRO32 software can run in order to make a repetitive task.)
- Maximum counting rate.
- Match with the results obtained from previous experiments with portable detectors.

3. RESULTS

Bias	800 V
Rise Time	10 μ s
Flattop	0.8 μ s
Flattop/ tilt	0.0000 μ s
Fine gain	0.4725
Coarse gain	X4
Zero pole parameter	600

Table 1. Final parameters

The final parameters are shown in table 1.

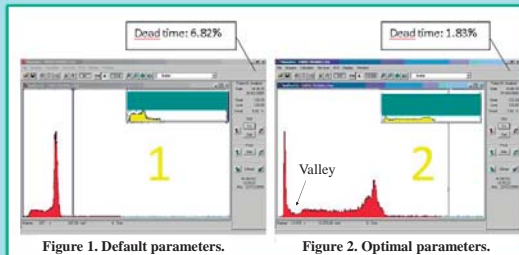


Figure 1. Default parameters.

Figure 2. Optimal parameters.

The figure 1 shows that the parameters of MCA DigiDART are far from optimal values. Neither valley or pre valley region is perceived. The last one is typically caused by gammas, thermal or electrical noise. The region that follows the valley is caused by nuclear reactions with neutrons, and also has read up to values of energies needless for the energy released by these reactions. The dead time is three times that achieved in the optimal case. If conditions are not optimal, it is not rare that things appear without justification. In Figure 2, the parameters are optimized DigiDART MCA.

Nuclear reactions rate into the detector probe was theoretically calculated using MCNPX. The comparison with the experimental results showed a constant rate. This establishes a regular relationship between the nuclear reaction rate and the counting rate.

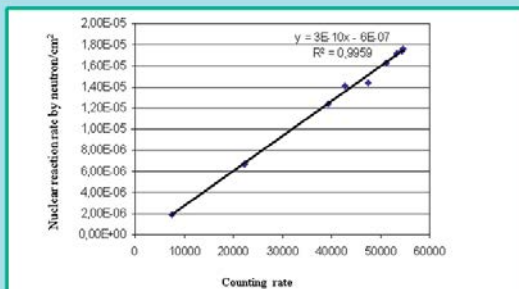


Figure 4. Nuclear reaction rate by neutron/cm² against counting rate. Let's see the constant relationship. A R²=0.9959 confirms the linear relationship.

4. CONCLUSIONS

The final parameters for the DigiDART were obtained. The counting rate and the dead time were better than previous ORTEC portable MCA, Nomad Plus. Secondary goal achieved was a better resolution in energy. Results were consistent with previous results, like dependency of the counting rates with neutron nuclear reaction rates into detector probe and the neutron spectra obtained by unfolding. The experiments performed to verify measurements were acceptable.

Experiencia en el desarrollo de armonización de mecanismos regulatorios, en base a los acuerdos bilaterales entre la República Argentina y la República Federativa del Brasil

Truppa, W.A. y De Aquino, J.

EXPERIENCIA EN EL DESARROLLO DE ARMONIZACIÓN DE MECANISMOS REGULATORIOS, EN BASE A LOS ACUERDOS BILATERALES ENTRE LA REPÚBLICA ARGENTINA Y LA REPÚBLICA FEDERATIVA DEL BRASIL

W.A. Truppa¹, J. De Aquino²

¹Autoridad Regulatoria Nuclear, Ciudad Autónoma de Buenos Aires, República Argentina.

²Comisión Nacional de Energía Nuclear, Río de Janeiro, República Federativa del Brasil

wtruppa@arn.gob.ar¹

Josilto@cnen.gov.br²

RESUMEN

La República Argentina y la República Federativa del Brasil, utilizan normas nacionales para establecer el mecanismo de licenciamiento y control regulatorio del material radiactivo que se utiliza en cada país, y disponen de una estructura reguladora, con un elevado compromiso con la seguridad radiológica. A través de la firma de acuerdos bilaterales en el año 2008, se creó la Comisión Binacional de Energía Nuclear (COBEN). Dentro de los proyectos acordados, se encuentra el área de aplicaciones nucleares y regulación. En ese marco, se estableció un proyecto de armonización de normativas regulatorias para establecer criterios comunes de aplicación, en particular en el área industrial, en lo que concierne a actividades de fiscalización en los usos de material radiactivo en perfilaje de pozos petroleros. En virtud de ello, durante el año 2010, se realizaron 2 reuniones técnicas, una en cada país, al tiempo que se desarrollaron inspecciones conjuntas durante dichas reuniones. En las mismas, se explicó el funcionamiento de los sistemas regulatorios, al tiempo que durante las inspecciones, se aplicó la metodología utilizada por cada regulador. Esta actividad, permitió el análisis del sistema regulatorio, estructuras, criterios y requisitos que aplica cada país. Como resultado de la comprensión de esta estrategia de armonización, se pretende unificar criterios en materia de regulación en este propósito de uso. Esta iniciativa innovadora en la región, pretende ser desarrollada de manera de conseguir una mayor integración entre ambos países, al tiempo que pueda ser de utilidad a otras iniciativas propias de la región. Se presentarán las actividades realizadas en esta etapa de armonización y el grado de avance logrado a partir de esta acción conjunta.

Palabras clave: armonización, normas regulatorias.

ABSTRACT

The Argentine Republic and the Federative Republic of Brazil, use national standards to establish the mechanism for licensing and regulatory control of radioactive material used in each country, and have a regulatory structure, with a high commitment to radiation safety. Through the signing of bilateral agreements in 2008, was created the Binational Commission of Nuclear Energy (COBEN). Within the agreed projects, is the area of nuclear applications and regulation. In this context, a project on harmonization of regulatory policy was developed to establish common criteria for implementation, particularly in the industrial area, with regard to control activities in the uses of radioactive material in well logging. By virtue of this, during the year 2010, 2 workshops were conducted, one in each country, at the time that joint inspections were developed. In those meetings the operation of regulatory systems was explained. During the inspections, the methodology used by each regulatory body was applied. This activity allowed the analysis of the regulatory system, structures, criteria and requirements that each country applies. As a result of the understanding of this harmonization strategy, it is intended to unify criteria in terms of regulation in this purpose of use. This innovative initiative in the region, intends to be developed in order to achieve greater integration between the two countries. This action might be useful to other initiatives in the region. The activities carried out at this stage of harmonization and the degree of progress achieved from this joint action will be presented.

Key Words: harmonization, regulatory standards

1. Introducción.

En el marco de cooperación bilateral entre la República Argentina y la República Federativa del Brasil, se han desarrollado, múltiples convenios para reforzar el accionar regulatorio de ambos países, a través del desarrollo de la Comisión Binacional de Energía Nuclear (COBEN).

En esta actividad de cooperación, participan por la República Argentina, la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) y por la República Federativa del Brasil, la Comisión Nacional de Energía Nuclear. (CNEN)

De las actividades regulatorias que ambos países coincidieron en realizar el intercambio de información sobre sus sistemas y metodologías reguladoras, se identificaron 8 áreas temáticas que interesan a ambos países:

- Sistema legal y normativo
- Importación y exportación de material radiactivo
- Reactores de potencia
- Ciclo del combustible
- Protección física
- Salvaguardias
- Emergencias radiológicas
- Licenciamiento de instalaciones radiactivas.

Dentro del licenciamiento de instalaciones radiactivas se presentará lo realizado en el área de la industria, en particular, lo que se refiere a la actividad petrolera, concretamente a las actividades comprendidas en el uso de material radiactivo en perfilaje de pozos petroleros.

Dentro de lo que fuera acordado en el año 2008, en la reunión de contrapartes de COBEN, realizada en la ciudad de Foz do Iguazú, se propuso lo siguiente:

- Analizar el funcionamiento del sistema regulatorio de cada país para el otorgamiento de Licencias de operación. (procedimientos, normas, documentos técnicos, etc.)
- Analizar el mecanismo y proceso adoptado por cada país para la obtención de permisos individuales para esta práctica.
- Situación de materiales NORM en la industria del petróleo.

Este objetivo se pretendió inicialmente que fuera desarrollado en un lapso de aproximadamente un año de duración. Algunas tareas de preparación y coordinación al principio de la implementación, fueron retrasadas con fines de analizar el alcance y la preparación necesaria de documentación, para llevar adelante la tarea.

El resultado que se pretendió en esta estrategia de armonización, fue adoptar criterios y mecanismos regulatorios dentro de un marco común para ambos países y beneficiar a los organismos reguladores con la incorporación de aquellas medidas o actividades que permitieran el mejoramiento de su funcionamiento hacia un estándar de regulación cada vez más elevado.

2. Material y métodos

Para llevar adelante esta actividad, se planificaron 2 talleres informativos, uno en cada país, junto con la realización de inspecciones regulatorias durante el desarrollo de dichos talleres.

Para realizar esta tarea se eligió una instalación autorizada para el uso y posesión de material radiactivo, para analizar el proceso de licenciamiento e inspección regulatoria llevado adelante por los organismos reguladores. (ARN y CNEN).

De ese modo, del 13 al 17 de setiembre de 2010 se llevó a cabo la primera reunión en Argentina, en la sede de la ARN (fig. 1) y del 13 al 17 de diciembre de 2010 se realizó la segunda reunión en Brasil, en la sede de la CNEN.

Cada taller se realizó con una duración de una semana.

Durante estas 2 semanas de reuniones se presentaron por ambos países los siguientes temas involucrados con el licenciamiento de instalaciones y personal autorizado:

Licenciamiento de instalaciones.

- Sistema regulatorio argentino/brasileño
- Mecanismo utilizado para el licenciamiento
- Formularios
- Requisitos administrativos

- Normativa de aplicación
- Sistema de registro de documentos y base de datos de la instalación
- Requisitos para importación /exportación de material radiactivo
- Estructura y marco legal
- Registros
- Equipamiento de radioprotección
- Aspectos regulatorios durante la inspección
- Verificación de inventarios radiactivos
- Procedimientos de operación
- Preparación de documentos para la pre-inspección
- Inspección y acta de inspección
- Protección física de fuentes
- Generación de requerimientos regulatorios
- Tasas regulatorias
- Transferencia de material radiactivo
- Transporte de material radiactivo
- Manejo de fuentes radiactivas durante la operación de campo
- Gestión de fuentes radiactivas en desuso
- Régimen de sanciones regulatorias
- Emergencias radiológicas
- Materiales NORM en la industria del petróleo

Personal autorizado.

- Requisitos para solicitar permisos individuales
- Cursos de capacitación para la obtención de permisos individuales
- Certificación de manejo de material radiactivo
- Reentrenamiento de personal con permiso individual

Participaron de estos 2 talleres: (Fig. 2)

Por la ARN: Walter Truppa / Miriam Calabria / Analía Canoba

Por la CNEN: Marcia Valeria de Miranda / Rogerio Gomes / Joanna D´arc Lopes / Mara Lucia Costa



Figura 1. Desarrollo de la presentación del sistema regulador argentino en la ARN. (Argentina)



Figura 2. Participantes de la primera reunión. (Argentina)

Para realizar las inspecciones regulatorias en la Argentina se realizó el traslado de los participantes a la provincia de Neuquén, distante a 850 km de la sede de la ARN, dado que las tareas operativas de perfilaje de pozos petroleros se realizan en sitios alejados de la Ciudad de Buenos Aires. (Figuras 3 y 4).

Esta actividad se desarrolló realizando todo el conjunto de tareas necesarias para realizar el perfilaje con material radiactivo, desde el retiro del material radiactivo de la base operativa, los registros, verificaciones y procedimientos operacionales, hasta el regreso a dicha base y la devolución de las fuentes radiactivas al depósito. Durante estas tareas se realizaron intercambios de información entre los representantes de ambos países, a los fines de interpretar las acciones tomadas y su implicancia al momento de realizar el acta con los requerimientos asociados a la inspección.



Figura 3. Señalización del depósito, sistemas de cámaras de televisión, sistema codificado de acceso al depósito. (Neuquén, Argentina)



Figura 4. Medidas de protección física de los bultos de transporte y etiquetado. (Neuquén, Argentina)

Del mismo modo se realizó en la sede de la CNEN, en Río de Janeiro la segunda reunión de este proyecto binacional. Se desarrollaron actividades similares a las realizadas en Argentina, se informó sobre el funcionamiento de su sistema regulatorio, repitiendo una agenda similar a la ya enunciada. Asimismo, se realizaron inspecciones conjuntas en la zona de Mossoró, distante a 2500 km. de la sede de la CNEN. (Figuras 5, 6, 7 y 8)

Allí se participó de una actividad nocturna de perfilaje de pozos petroleros, con la posibilidad de realizar esta inspección a la misma empresa que fuera auditada en Argentina, lo que permitió a su vez, cotejar los procedimientos internacionales que emplea esta empresa con bases operativas en ambos países.



Figura 5. Torre de perforación trabajando (Mossoró, Brasil).



Figura 6. Charla sobre seguridad radiológica, previa a la tarea con material radiactivo. (Mossoró, Brasil)



Figura 7. Señalización y bloqueo del material radiactivo, lindando la plataforma de perforación. (Mossoró, Brasil)



Figura 8. Preparación de la herramienta de perfilaje para recibir la fuente radiactiva. (Mossoró, Brasil)

3. Resultados y discusión

El desarrollo de esta actividad conjunta, ha sido de enorme utilidad, no solo en los aspectos que conciernen a la COBEN, en cuanto a la posibilidad de armonizar normativas relacionadas con el uso de material radiactivo en perfilaje de pozos petroleros, sino que también introdujo un conocimiento detallado de los pasos o acciones que utilizan los reguladores de cada país, en base a sus leyes, normas y procedimientos, en las tareas de licenciamiento de este tipo de usos industriales.

Esto también beneficia a ambos países, a través de la evaluación reguladora de los sistemas empleados por cada uno y también en su conjunto, y se traduce en un acompañamiento en cuanto a la posibilidad de estudiar e implementar mejoras dentro del proceso regulador, profundizar la formación de los inspectores y analizar cambios o modificaciones dentro de la estructura de cada regulador, tendiendo a establecer un alto nivel de eficiencia a la hora de realizar la actividad de control.

4. Conclusiones

Se han observado una gran cantidad de similitudes entre los sistemas regulatorios que ambos países aplican (ARN y CNEN), involucrados en la COBEN, en lo que se refiere a estándares en materia de seguridad radiológica.

El objetivo de la mejora continua de los sistemas de control, deben apoyarse en la discusión y revisión de sus leyes, reglamentos, normas, guías y procedimientos que posibilitan establecer el estándar más elevado posible, a la hora de auditar este tipo de instalaciones.

Sin duda es el primer paso para obtener muchos más beneficios para ambos países, en lo que se refiere a su sistema regulador.

Asimismo se han detectado algunas diferencias en lo que se refiere al marco legal y administrativo que utilizan la Argentina y Brasil para establecer sus requisitos regulatorios. Esta situación propone que se deban explorar otras instancias a nivel legal, político y/o administrativo, para llegar a un acuerdo en lo referido a homogeneizar normas y procedimientos.

El compromiso hacia la seguridad, el promover la mejora de capacitación del personal especializado que tienen ambas autoridades reguladoras y la introducción de modificaciones en las normas de aplicación, es uno de los objetivos de esta armonización.

Asimismo, evaluar los requisitos para la emisión de licencias de operación y buscar puntos comunes en las normativas, producirán la posibilidad de que si las leyes y legislaciones lo permiten en el futuro, se puedan ajustar los mecanismos de licenciamiento hacia un camino común.

Del mismo modo, la evaluación de las características técnicas y los requisitos del personal habilitado para el uso de material radiactivo, en cualquiera de los 2 países, podría (como ejemplo de la armonización que se pretende) permitir si las leyes facultaran al organismo de control, a que dicha habilitación fuera aceptada por ambos, permitiendo que se reconozca la licencia otorgada en los dos países.

Sin duda este tipo de actitud es sumamente ambiciosa en materia de obtener resultados concretos, pero es un esfuerzo importante el que se realizó con el fin de construir un espacio de diálogo para facilitar la acción reguladora y permitir el intercambio de experiencias, de manera de favorecer a los sistemas reguladores.

Si bien para realizar una armonización efectiva es necesario realizar una valoración del impacto que producirá, incluyendo los aspectos legales de cada país, puesto que modificar normas es una tarea relativamente sencilla comparada con lo que puede significar cambiar leyes nacionales o la aprobación de una modificación del sistema de gestión administrativa y su posterior aprobación.

De todas maneras, la propuesta de armonización a nivel regional es todo un desafío y pretende ser mas allá de innovador, un método de acercamiento y colaboración entre países.

Será necesario continuar en este camino de integración y de propuesta de estandarización para obtener un beneficio global.

5. Bibliografía

Norma Básica de Seguridad Radiológica (AR 10.1.1).

Norma AR 7.11.1 Rev.3.

Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica (CNEN-NN-3.01)

Licenciamento de Instalações Radiativas (Resolução CNEN n. 112/11)

Serviços de Radioproteção (CNEN-NE-3.02)

Certificação da Qualificação de Supervisores de Proteção Radiológica (Resolução CNEN n. 111/11)

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), Gestión de Residuos Radiactivos. AR 7.12.1. – Rev. 1, Buenos Aires, Argentina, (2002).

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Transporte de material radiactivo. AR 10.16.1. – Rev. 2, Buenos Aires, Argentina, (2011).

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Norma de seguridad física de fuentes radiactivas. AR 10.13.2. – Rev. 0, Buenos Aires, Argentina, (2008).

Procedimiento Interno G – Clase II y III-02“Gestión de Permisos Individuales para Personal del Instalaciones Clase II”
Instructivo TRAMITACIÓN DE PERMISOS INDIVIDUALES PARA OPERADORES DE EQUIPOS DE GAMMAGRAFÍA INDUSTRIAL.

International Atomic Energy Agency, “Regulatory control of radiation sources” Safety Standars Series GS-G-1.5, Vienna, IAEA, (2004).

International Atomic Energy Agency, “Code of conduct on the safety and security of radioactive sources”, Vienna, (2004).

International Atomic Energy Agency, “Security of radioactive sources”, TECDOC-1355, Vienna, IAEA, (2003).

Argentine Regulatory Experience on the Implementation of Specific Standards in the Use of Radioactive Material in Industries

Truppa, W.A.; Córdoba, M.; Poletti, M. y Calabria, M.



Argentine regulatory experience on the implementation of specific standards in the use of radioactive material in industries



Walter Adrián Truppa, María Cordoba, Marcos Poletti y Miriam Calabria

Nuclear Regulatory Authority, Av. del Libertador 8250, Ciudad Autónoma de Buenos Aires, República Argentina
wtruppa@arn.gov.ar

1. Introduction

Since AR 7.9.2 "Operation of Radiation Sources for Industrial Applications" and AR 7.11.2 "Individual Authorization for Operation of Radiation Sources for Industrial Applications" Standards came into force in 2006 it became feasible to increase and standardize the measures and control mechanisms used with regulatory purpose in these kind of applications of ionizing radiation.

2. Objectives

Since their publication and implementation the entities responsible for radiological safety have been required to include specific improvements within the facilities, the implementation of procedures and criteria in all radiological practices so as to keep high radiological and physical safety levels associated to the use of radioactive sources.

3. Methods

Administrative and technical requirements according to AR 7.9.2 Standard were implemented in order to establish the regulatory requisites that should be met to authorize the use of radioactive material in industrial facilities.

ADMINISTRATIVE REQUIREMENTS	TECHNICAL REQUIREMENTS
Equipment Register	Radiological workplace monitoring
Use of individual dosimeter	Dose optimization and restriction dose for workers and members of the public
Updated radioactive material inventory	Authorized storage area for radioactive material
Import and export authorizations	Transport regulations fulfillment
Identification and signposting of radiation sources	Adequate security of radioactive sources
Authorization for disposal of radioactive material	Repair and maintenance accomplished by authorized personnel only
Authorizations for transference, sale, or lending of radioactive material	Routine inspection of equipment
Calibration and verification of radiation monitor	Leak tests for radioactive sources
Specific procedures and radiological incidents reports	Use of radiation monitor
Compulsory disposal of disused radioactive material	Use of shielding



The implementation of these requirement introduced actions which together increased the quality of the regulatory control mechanism.

At the same time, specific criteria were developed for Radiation Safety Officers (RSO) in AR 7.11.2 Standard "Individual Authorization for Operation of Radiation Sources for Industrial Applications". Some of them are:

- To be over age.
- To be a graduate from secondary school.
- To pass a specific course authorized by NRA.
- To prove additional instruction and training in those cases required.
- To attend an upgrade course in the case of renewal of the permit.
- Importers and exporters must attend a course on radiation safety.



4. Results

Among the improvements achieved due to the implementation of these Standards, we find the following:

AR 7.9.2. Standard

- More than 600 radioactive sources in disused were disposed of.
- Specific radiological safety measures for industrial applications were set into practice.
- All radioactive material store areas have been refitted.
- Specific procedures to maintain and repair have been developed and implemented.
- Procedures for Radiological emergencies situations were developed and implemented.
- All facilities have at least one radiation monitor and they have to verify radiation levels at working areas.
- More requirements for implementing and maintaining security measures of radioactive sources.

AR 7.11.2. Standard

- Greater instruction and training on the RSO part by curricula supervised and approved by the NRA.
- Equalization of knowledge for RSO who got their authorizations in the past regarding the education and training required at present.
- Upgrade of radiological safety and security criteria of radioactive material used in industrial applications.

5. Conclusions

- ✓ The implementation of both Standards brought in huge benefit for the regulatory control of radioactive material in industrial applications. Moreover, it resulted in a substantial improvement to maintain a high level of radiological safety and security of radioactive sources.
- ✓ These improvements also had a positive impact in audit mechanisms and in the evaluation and subsequent licensing, all related to this application of radioactive material.
- ✓ The development and applications of these NRA Standards contribute to increase the radiological safety and to promote safety culture in industries.

Flujo térmico en los detectores de la CNA II con fuente de fisiones espontáneas del ^{238}U

Mascitti, J.A.

FLUJO TÉRMICO EN LOS DETECTORES DE LA CNA-II CON FUENTE DE FISIONES ESPONTÁNEAS DEL ^{238}U

Mascitti, J.A.
Autoridad Regulatoria Nuclear
jmascitti@arn.gob.ar

ABSTRACT

The thermal flux in the position of ex-core and in-core CNA-II Nuclear Power Plant (CNA-II) detectors is estimated considering neutron from the ^{238}U spontaneous fissions as the source, for the reactor cold state (isothermal state with both coolant and moderator at a temperature of 60°C , a pressure of 35 ata and 15.46 ppm of natural Boron), and 24% inserted control rods (slightly sub-critical). Results are obtained for two different situations: with and without photo-neutrons due to the (γ, n) reaction in D_2O .

It is concluded that the thermal flux is under the detection limit of the boron tri-fluoride 104-SR or 282-IB detectors ($\approx 10^{-1} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$). These detectors are located in opposite positions in the inner concrete shielding, having the lowest detection limit among all ex-core detectors.

A significant difference is verified in neutron fluxes between both cases, which suggest that photo-neutrons in large heavy water reactors such as CNA-II should not be ignored.

The total neutron flux attenuation factor between the inner and outer region of the reactor pressure vessel was estimated to be 7.0×10^{-7} .

It should be mentioned that none of the results here presented has been affected by any correction factor. Each value has a percentage relative error representing the statistical uncertainty due to the probabilistic Monte Carlo method used to obtain it.

1. OBJETO

El objeto del presente trabajo es estimar el flujo neutrónico en los detectores “in-core” y “ex-core” de la CNA-II durante la primera aproximación a crítico.

La estimación se realiza con el código MCNP5 sobre un modelo completo de la CNA-II desarrollado con anterioridad [1], determinado el flujo neutrónico en las posiciones donde se encuentran los detectores con el objeto de verificar si la instrumentación disponible puede registrar el flujo debido a la distribución de equilibrio causada por la presencia de una fuente fija a saber:

- Fuente fija debida a las fisiones espontáneas del ^{238}U uniformemente distribuidas en el combustible
- A las fisiones espontáneas del ^{238}U se le agregan los fotoneutrones (FN) producidos por reacciones (γ, n) en el D_2O del refrigerante y el moderador

2. MODELO DE CÁLCULO

El modelo de cálculo incluye el recipiente de presión que en su interior contiene al tanque del moderador, el núcleo del reactor, las barras de control, todos los detectores “in-core” y los internos más importantes como puede verse en la [Figura 1](#).

Fuera del recipiente de presión se ha modelado la aislación térmica (“thermal insulator”) y el blindaje biológico (“inner concrete shielding”) en los que están dispues-

tos todos los detectores “ex-core” algunos de los cuáles se pueden observar en el corte transversal de la [Figura 2](#).

3. PROCEDIMIENTO DE CÁLCULO

Los resultados se obtuvieron mediante un procedimiento que consta básicamente de ejecutar 3 corridas con el modelo de MCNP5 [2] con el reactor en el estado denominado Frío (estado isotérmico con refrigerante y moderador a 60°C de temperatura y a 35 ata de presión

3.1. Determinación de la concentración de Boro para reactor crítico

Para el estado mencionado anteriormente y con una inserción de barras de control de un 20% se determinó que la concentración de B natural que hace crítico al reactor es 15.46 ppm. Con este valor de concentración de boro y con la tarjeta KCODE (un cálculo de criticidad) se determinó el factor de multiplicación efectivo que es:

$$k_{\text{eff}} = 0.99988 \pm 0.00011$$

Dado que debemos realizar cálculos con fuente fija queremos asegurarnos una ligera subcriticidad (alta multiplicación subcrítica) por lo que se trabajó con una inserción de barras del 24% con la que se obtuvo un factor de multiplicación de:

$$k_{\text{ef}} = 0.99930 \pm 0.00004$$

con un intervalo de confianza a 2.5 desviaciones standard (99%) de (0.99920 a 0.99939)

3.2. Determinación del flujo neutrónico en los detectores “in-core” y construcción de la fuente fija para estimar el flujo neutrónico en los detectores “ex-core”

Con la configuración de reactor subcrítico se realiza un cálculo de fuente fija (tarjeta SDEF, ver ref. 1) siendo la fuente fija las fisiones espontáneas en el ^{238}U presente en el combustible de Uranio natural.

La fuente de fisiones espontáneas se distribuye espacialmente en forma uniforme en todo el volumen del reactor con combustible mientras que la forma espectral se expresa mediante un espectro de Watt con los parámetros indicados en la Publicación 107 del ICRP [3], $a = 0.648318$ y $b = 6.81057$.

En la Tabla 1 [4] se consigna el valor de la Intensidad de la fuente neutrónica con la que se normaliza el cálculo y de los parámetros usados para calcularla.

Tabla 1: Parámetros usados para el cálculo de la Intensidad de la fuente de neutrones

Data	Value
Número de EECC	451
Kg de U/ EC	189.11
Neutrons/sec/kg U	14.057
Intens. de la fuente neutrónica [n/s]	1.1989E+06

Con este caso se estima el flujo neutrónico en los detectores “in-core” y al mismo tiempo se construye una fuente cilíndrica que bordea al núcleo (tarjeta SSW) para ser usada como fuente fija (tarjeta SSR) para el cálculo del flujo neutrónico en los detectores “ex-core”.

3.2.1. Denominación y ubicación de los detectores “in-core”

Siguiendo la nomenclatura del IFS los 15 tubos de detectores “in-core” se denominan N1, N2,... hasta N15 y su posición se indica en la [Figura 3](#).

Cada tubo detector contiene 6 detectores de vanadio que se disponen verticalmente entre la parte inferior y superior del tanque del moderador en la posición que se muestra en la [Figura 4](#) obtenida de la ref. [5]. La posición axial se enumera desde el 1 al 6 comenzando por el más cercano a la base del tanque del moderador. Por ejemplo, el detector del tubo 12 más cercano a la tapa del moderador se indicará N12-6.

3.2.2. Flujo térmico en los detectores “in-core”

Los valores obtenidos de flujo térmico ($E < 0.625 eV$) y la incerteza estadística en % en los detectores “in-core” cuando solo se consideran las fisiones espontáneas en el ^{238}U se presentan en la Tabla 2.

Tabla 2: Flujo térmico en la posición de los detectores “in-core” por fisiones espontáneas en el ^{238}U

	1		2		3		4		5		6	
	$n/(cm^2/s)$	%	$n/(cm^2/s)$	%	$n/(cm^2/s)$	%	$n/(cm^2/s)$	%	$n/(cm^2/s)$	%	$n/(cm^2/s)$	%
N01	111	± 4	218	± 4	286	± 3	287	± 4	222	± 4	128	± 4
N02	115	± 4	222	± 4	292	± 3	296	± 4	245	± 4	131	± 4
N03	124	± 4	235	± 4	302	± 4	305	± 4	241	± 4	136	± 4
N04	106	± 4	216	± 4	262	± 3	277	± 4	221	± 4	122	± 4
N05	108	± 4	201	± 4	271	± 4	265	± 4	198	± 4	108	± 4
N06	108	± 4	194	± 4	253	± 3	261	± 4	216	± 4	110	± 4
N07	97	± 4	184	± 4	245	± 4	236	± 4	192	± 4	90	± 4
N08	105	± 4	186	± 4	249	± 4	248	± 4	187	± 4	98	± 4
N09	99	± 4	188	± 4	254	± 4	250	± 4	196	± 4	89	± 4
N10	66	± 5	122	± 4	151	± 4	144	± 4	113	± 4	57	± 5
N11	68	± 5	123	± 4	153	± 4	146	± 4	124	± 4	57	± 5
N12	57	± 5	115	± 4	132	± 4	131	± 4	101	± 4	48	± 5
N13	79	± 5	150	± 4	188	± 4	192	± 4	143	± 4	62	± 5
N14	76	± 5	142	± 4	182	± 4	178	± 4	127	± 4	59	± 5
N15	71	± 5	139	± 4	168	± 4	180	± 4	135	± 4	65	± 5

Se realiza un cálculo acoplado con transporte de neutrones y fotones (fotones superiores a la energía umbral de 2.225 MeV), necesarios para la producción de FN en deuterio del D_2O y eventualmente en el O_2 presente en el agua pesada y el UO_2 del combustible, ($E_{umbral} > 11 MeV$). Con la tarjeta MPN se habilitan las reacciones fotonucleares existentes en las bibliotecas del MCNP (la150.24u) y se obtienen los valores flujo que se consignan en la Tabla 3 superiores a los de la Tabla 2 debido a la contribución de los FN.

Tabla 3: Flujo térmico en la posición de los detectores “in-core” por fis. espontáneas en el ^{238}U y reacciones (γ, n) en el D_2O del refrigerante y el moderador (FN)

	1		2		3		4		5		6	
	$n/(cm^2/s)$	%	$n/(cm^2/s)$	%	$n/(cm^2/s)$	%	$n/(cm^2/s)$	%	$n/(cm^2/s)$	%	$n/(cm^2/s)$	%
N01	119	± 5	236	± 4	310	± 4	303	± 4	247	± 4	128	± 4
N02	128	± 4	243	± 4	315	± 4	307	± 4	244	± 4	132	± 4
N03	124	± 4	249	± 4	317	± 4	314	± 4	259	± 4	139	± 4
N04	118	± 4	228	± 4	284	± 4	287	± 4	224	± 4	122	± 4
N05	122	± 4	221	± 4	284	± 4	284	± 4	219	± 4	114	± 4
N06	121	± 5	223	± 4	286	± 4	283	± 4	233	± 4	117	± 4
N07	107	± 5	196	± 4	254	± 4	259	± 4	193	± 4	96	± 5
N08	107	± 5	210	± 4	263	± 4	256	± 4	196	± 4	96	± 4
N09	109	± 4	206	± 4	257	± 4	260	± 4	200	± 4	98	± 4
N10	65	± 5	127	± 4	157	± 4	150	± 4	114	± 5	59	± 5
N11	71	± 5	135	± 4	167	± 4	164	± 4	124	± 4	62	± 5

N12	71 ± 5	119 ± 4	148 ± 4	139 ± 4	105 ± 4	56 ± 5
N13	87 ± 5	155 ± 4	201 ± 4	192 ± 4	153 ± 4	64 ± 5
N14	81 ± 5	151 ± 4	190 ± 4	190 ± 4	140 ± 4	60 ± 5
N15	81 ± 5	152 ± 4	185 ± 4	194 ± 4	148 ± 4	68 ± 5

Los flujos térmicos promediados en todos los detectores “in-core” son $(165 \pm 2\%)$ y $(175 \pm 3\%)$ n/(cm².s) sin y con FN respectivamente por lo que el flujo en los detectores “in-core” cuando se tiene en cuenta los FN es del orden del 6.4% superior en promedio.

El cálculo en ambos casos se realizó con la misma entrada (la misma fuente de fisiones espontáneas) solo que en el segundo caso se activaron las tarjetas necesarias para tener en cuenta los FN.

El factor de multiplicación efectivo como es de esperar resultó ligeramente mayor que en el caso sin FN. Se obtuvo,

$$k_{ef} = 0.99964 \pm 0.00005$$

valor también ligeramente subcrítico en todo el intervalo de confianza a 2.5σ , (0.99950 a 0.99977).

Tener en cuenta la producción de FN, en términos prácticos, es modificar las características del sistema multiplicativo, de sus materiales nucleares. Se tiene un material con un grupo más de neutrones retardados (como tal pueden ser tratados los FN) como consecuencia de las fisiones del uranio (fotones con energía superior al umbral debida a decaimiento de los productos de fisión, activación de materiales, etc. producen neutrones en D₂O). Se dispone de un núcleo ligeramente más reactivo, (34 ± 9) pcm en este caso, para valores del factor de multiplicación ligeramente menores que 1.0, donde pequeños incrementos del mismo se traducen en importantes aumentos en la multiplicación subcrítica.

3.3. Determinación el flujo neutrónico en los detectores “ex-core”

El transporte de neutrones desde el interior del núcleo hasta las inmediaciones de los detectores “ex-core” es un proceso que consume mucho tiempo de cálculo inclusive con la versión 1.60 del MCNP5 donde es posible procesamiento paralelo. Por ello es que con la fuente obtenida en el caso anterior, se reemplaza al núcleo ([Figura 5](#)) y se corre un caso de fuente fija donde se realiza solo el transporte desde el borde exterior del núcleo hasta el blindaje biológico que rodea el recipiente de presión.

3.3.1. Denominación y ubicación de los detectores “ex-core”

En la [Figura 6](#) extraída de la ref. [6] se indica la posición radial y azimutal de todos los detectores “ex-core” junto a una leyenda que los clasifica según el rango de potencia en el que operan.

En este informe denominaremos a los detectores con el valor del azimut y las iniciales que indican el rango de potencia en el que empiezan a medir separados por un guión. A ello se le agregan la leyenda “above” o “below” cuando se trata de los detectores que operan en Rango de Potencia (Power Range) dado que en el mismo ángulo existen dos detectores a $\frac{1}{4}$ y $\frac{3}{4}$ de la altura activa del combustible en la dirección axial como se muestra en la [Figura 7](#) tomada de la misma referencia.

Por ejemplo, con la denominación *210-PR below* nos referimos al detector que opera en rango de potencia (Power Range) y está ubicado en la parte inferior en el ángulo de 210° debajo del *210-PR above*.

3.3.2. Detectores “ex-core” en el modelo de MCNP

A continuación se presentan esquemas sobre cómo se han modelado los detectores “ex-core” en el MCNP.

La [Figura 8](#) es el esquema de un detector “ex-core” en el blindaje biológico con protección de plomo (SR). ((a) corte transversal, (b) corte longitudinal)

La [Figura 9](#) corresponde al esquema de un detector “ex-core” en la aislación térmica (PR). ((a) corte transversal, (b) corte longitudinal)

3.3.3. Flujo térmico en los detectores “ex-core”

La estimación del valor del flujo neutrónico en los detectores “ex-core” para los dos tipos de fuente fija usados (fisiones espontáneas del ^{238}U sin y con FN) se consignan en la Tabla 4.

Tabla 4: Flujo térmico en los detectores “ex-core”

Posición del detector	Flujo térmico		Diferencia relativa
	Fis. esp. del ^{238}U	Fis. esp. del ^{238}U + FN	
Thermal insulator	$n/(cm^2.s)$ %	$n/(cm^2.s)$	%
030-PR below	4.54E-05 ± 3%	5.63E-05 ± 5%	24%
030-PR above	3.75E-05 ± 4%	4.65E-05 ± 5%	24%
090-PR below	2.02E-05 ± 4%	2.61E-05 ± 6%	29%
090-PR above	1.66E-05 ± 5%	2.08E-05 ± 5%	25%
150-PR below	2.97E-05 ± 4%	3.55E-05 ± 5%	19%
150-PR above	2.28E-05 ± 4%	2.73E-05 ± 5%	20%
210-PR below	4.72E-05 ± 3%	5.28E-05 ± 5%	12%
210-PR above	3.60E-05 ± 4%	3.96E-05 ± 5%	10%
270-PR below	2.08E-05 ± 4%	2.66E-05 ± 6%	28%
270-PR above	1.56E-05 ± 4%	2.09E-05 ± 6%	34%
330-PR below	3.08E-05 ± 4%	4.01E-05 ± 5%	30%
330-PR above	2.34E-05 ± 4%	3.01E-05 ± 5%	29%
Inner concrete shielding	$n/(cm^2.s)$	$n/(cm^2.s)$	
335-IR&PRB	6.31E-05 ± 3%	8.08E-05 ± 5%	28%
282-IB	2.18E-05 ± 4%	2.98E-05 ± 5%	37%
236-IR&PRB	2.96E-05 ± 4%	3.61E-05 ± 5%	22%
124-IR&PRB	2.65E-05 ± 4%	3.34E-05 ± 5%	26%
104-SR	2.11E-05 ± 4%	3.00E-05 ± 6%	42%
074-Res	2.11E-05 ± 4%	2.65E-05 ± 5%	25%

El flujo térmico en los detectores “ex-core” de la aislación térmica (detectores PR) para el caso con fuente de FN es en promedio un 24% mayor que en el caso en que no se consideran los FN. Mientras que en el blindaje biológico esa diferencia se estira hasta un 30%.

La producción de fotoneutrones puede ser importante en algunos reactores. Si bien las secciones eficaces de producción de fotoneutrones están apenas en el rango de 10^{-3} barn, los fotoneutrones pueden tener un efecto significativo especialmente en aplicaciones con blindajes. El efecto de los fotoneutrones en la dinámica de un reactor

extenso con agua pesada usualmente no es despreciable y pueden ser tratado considerando un grupo más de neutrones retardados [7].

El porcentaje de aumento en las lecturas de los detectores “ex-core” es mucho mayor que en los detectores “in-core” por lo que al aumento de la multiplicación subcrítica podría agregarse cierto grado de endurecimiento del espectro en el reflector y que en este caso el agua pesada que llega hasta la pared del recipiente de presión (RP) actúa como “fuente” de los FN.

Neutrones más rápidos que se producen más cerca de la pared del RP tienen más posibilidades de atravesarla y en consecuencia ser detectados fuera del RP.

La moderación de neutrones por el blindaje de concreto en el que se encuentran inmersos los detectores en rango de fuente e intermedios (SR e IR) podría explicar la diferencia entre el 24% y el 30% que hay entre las dos zonas de detectores (aislación térmica y blindaje biológico)

4. RANGOS DE MEDICIÓN DE LA INSTRUMENTACIÓN “EX-CORE” DE LA CNA II

En la [Figura 10](#) se presenta una Tabla donde se indican los rangos de medición de la instrumentación “ex-core” de la CNA II tomada también de la Ref. [6].

La sensibilidad de cada conjunto detector en rango de fuente, que son el 104-SR y el 282-IB y que se encuentran en posiciones enfrentadas en el blindaje biológico, es de 85 cm^2 por lo que considerando aceptable un mínimo de 10c/s, el menor flujo que pueden detectar con un error razonable ($\approx 33\%$) es de $(10 \cdot \text{s}^{-1}) / (85 \text{ cm}^2) = 1.2 \times 10^{-1} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$.

Los valores obtenidos para todos los detectores en la zona del blindaje biológico son del orden de $10^{-5} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ muy lejos del límite de detección de los detectores mencionados lo que implicaría un arranque “a ciegas”.

Se calculó la potencia desarrollada en el combustible debido a las fisiones espontáneas en el ^{238}U para un $k_{\text{eff}} = 0.99988 \pm 11$ (a través del tally del tipo 7, “Track length estimate of fission energy deposition”) obteniéndose $P = 14.6 \text{ mW} (\pm 2.3\%)$.

Por último se calculó la atenuación como el cociente del promedio de los flujos de todos los detectores “ex-core” y el promedio de los flujos de todos los detectores “in-core” obteniéndose los valores de 2.1×10^{-7} , 1.8×10^{-6} y 7.0×10^{-7} para neutrones térmicos, rápidos y total respectivamente.

5. REFERENCIAS

- [1]. “Modelo tridimensional de Atucha II con MCNP5”, PE-IT-31-2009, ARN, Mascitti J. A.
- [2]. “MCNP5 - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code”, Version 1.60, Los Alamos National Laboratory, by the X-5 Monte Carlo Team.
- [3]. “Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations”, ICRP Publication 107 Approved by ICRP Committee 2 in October 2007
- [4]. “Estimations of CNA-II Ex-Core Detector Readings During Start-Up”, INVAP DOCUMENT N°: 0869-0200-EICIN-009, REVISION: A, Ferraro Diego.
- [5]. “Incremental cross sections calculations of the Vanadium detectors lances for the PUMA”, IT-FA/08/001, Rev. 0, NA-SA
- [6]. “WR_E452_92_XX1 Neutron Flux Ex-core Instrumentation”, Work Report, Carreras – Project CNA2-ARG001-BN-1814
- [7]. “General Purpose Photoneutron Production in MCNP4A” F. X. Gallmeier, Prepared by the OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY Oak Ridge, August 1995

6. FIGURAS

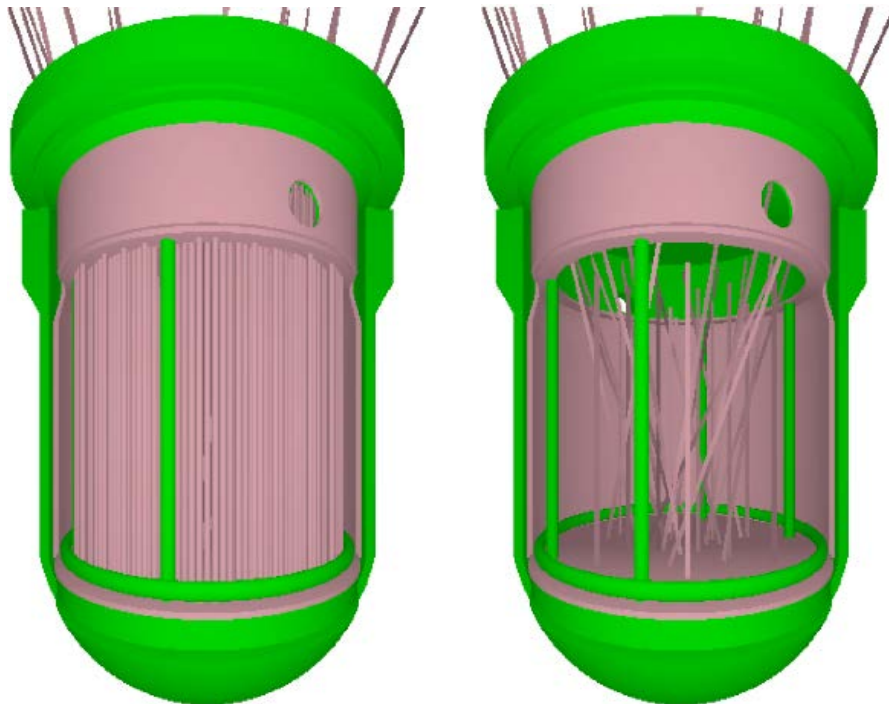


Figura 1: Vista axonométrica del Recipiente de presión con y sin los canales combustibles

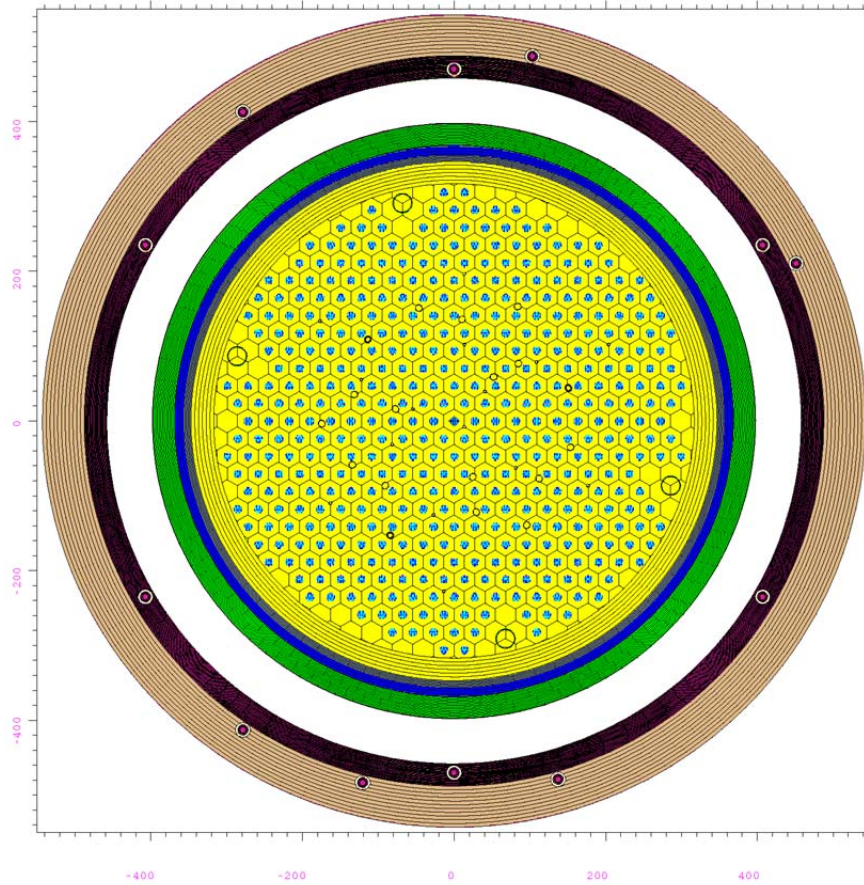


Figura 2: Corte transversal del núcleo, el recipiente de presión, la aislación térmica y el blindaje biológico.

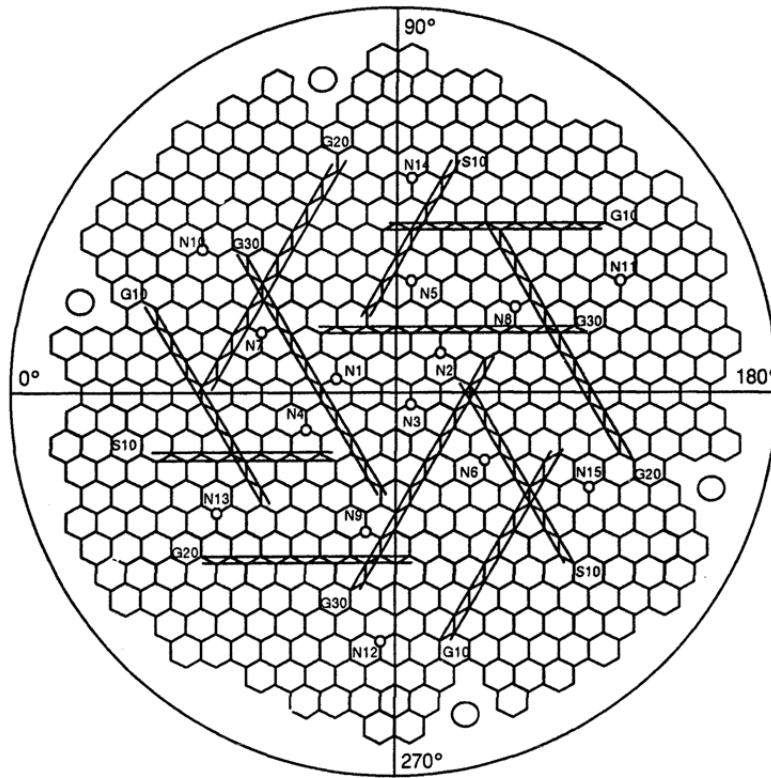


Figura 3: Corte transversal del núcleo de Atucha II con la posición de la barras de control y los tubos con detectores

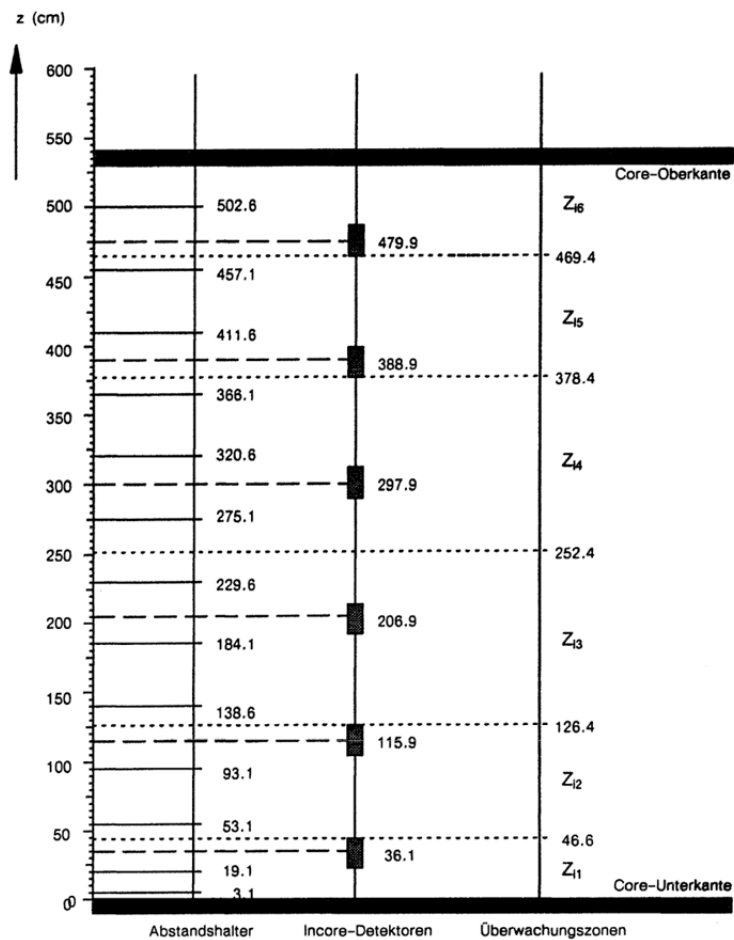


Figura 4: Posición axial de los detectores “in-core”

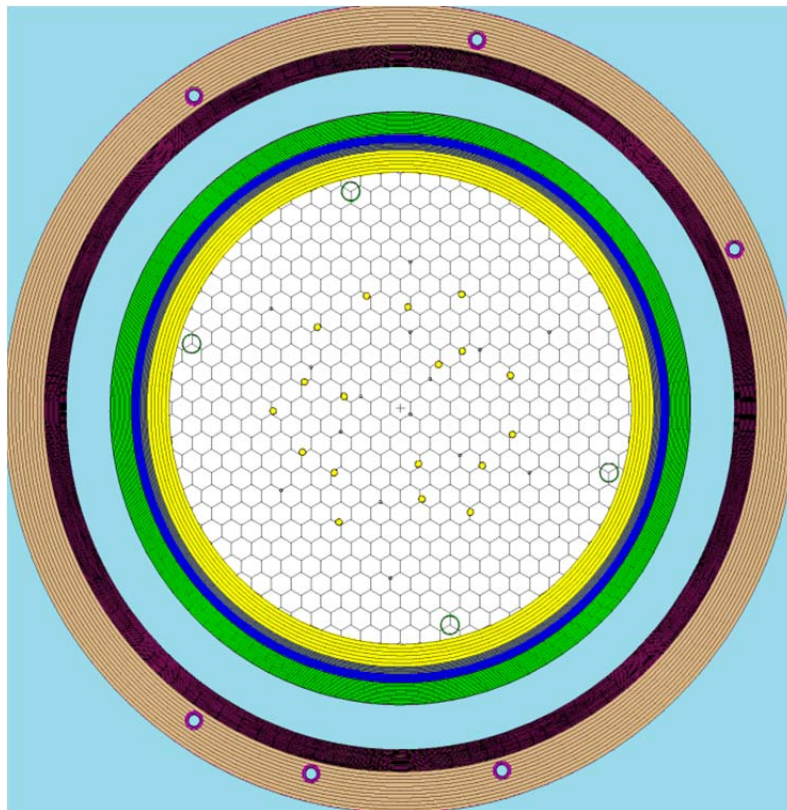


Figura 5: Corte transversal del reactor Atucha II con el núcleo sustituido por una fuente cilíndrica.

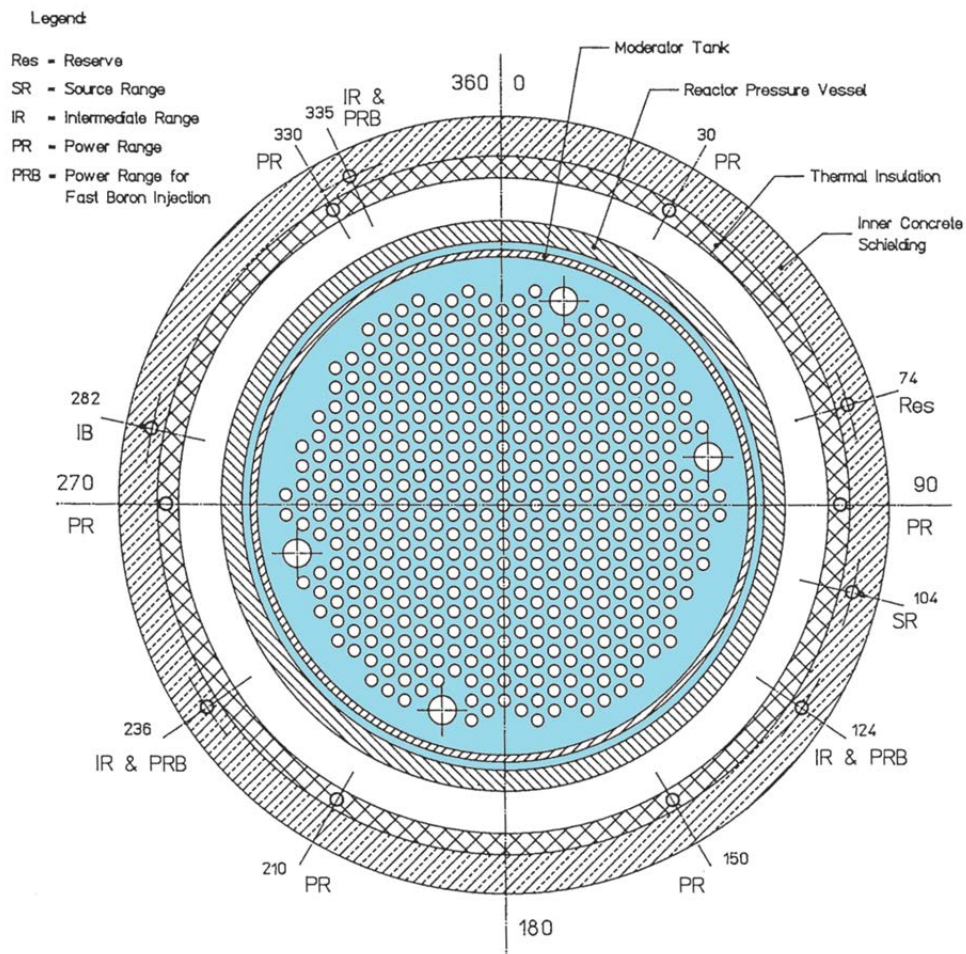


Figura 6: Corte transversal del núcleo de Atucha II con indicación de la posición de los detectores "ex-core" [6]

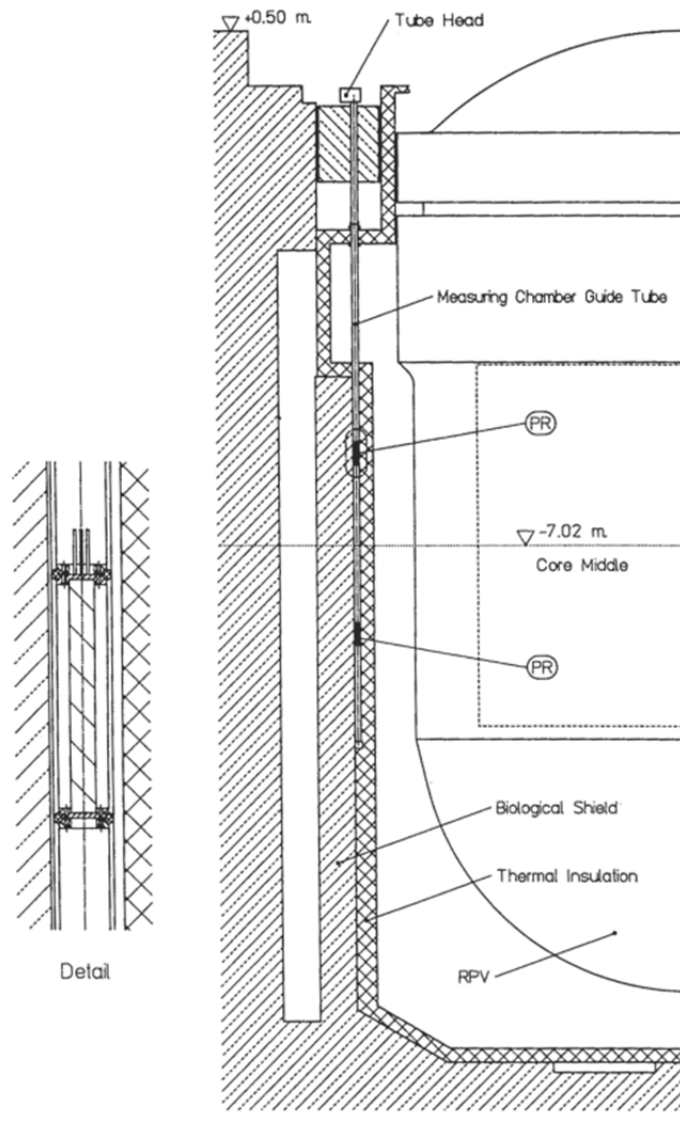


Figura 7: Posición axial de los detectores “ex-core” PR [6]

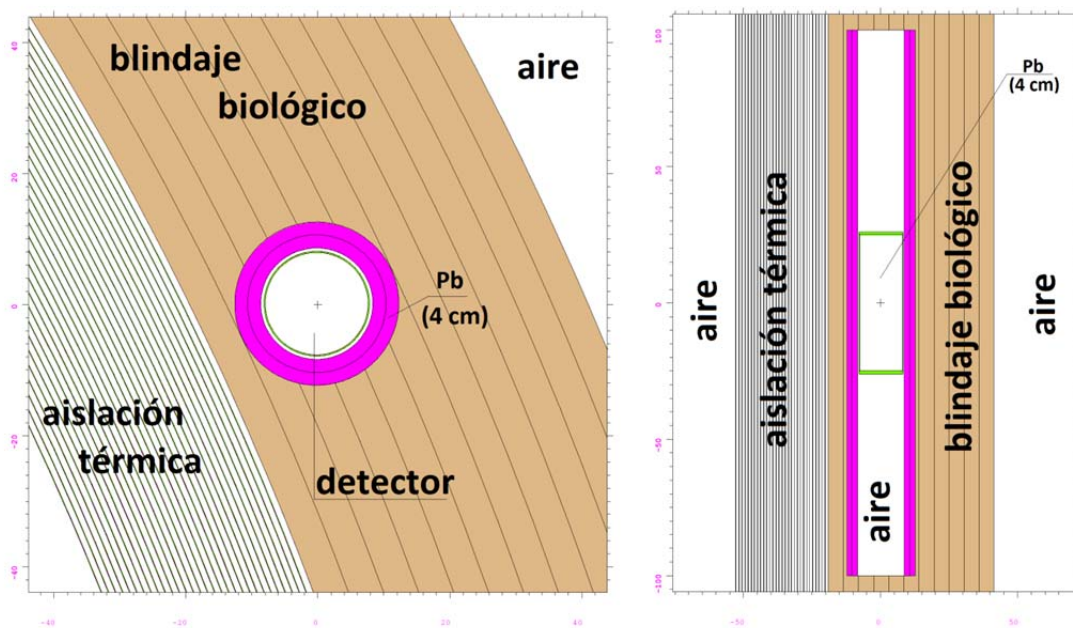


Figura 8: Esquema de un detector “ex-core” en el blindaje biológico con protección de plomo (SR) [6]. (a) corte transversal, (b) corte longitudinal

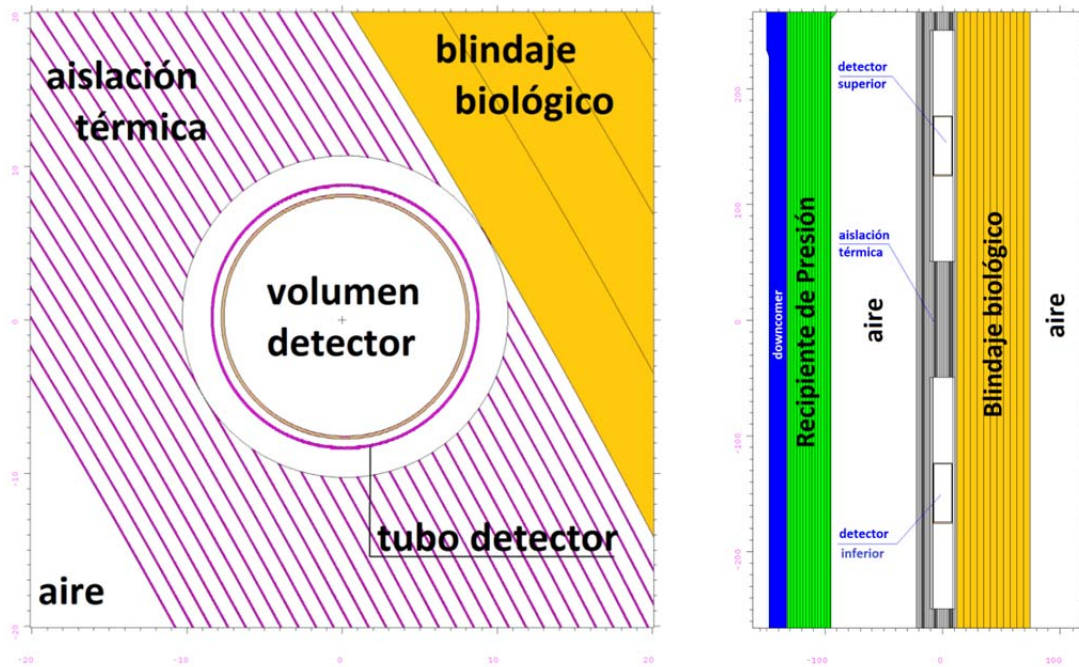


Figura 9: Esquema de un detector “ex-core” en la aislación térmica (PR) [6]. (a) corte transversal, (b) corte longitudinal

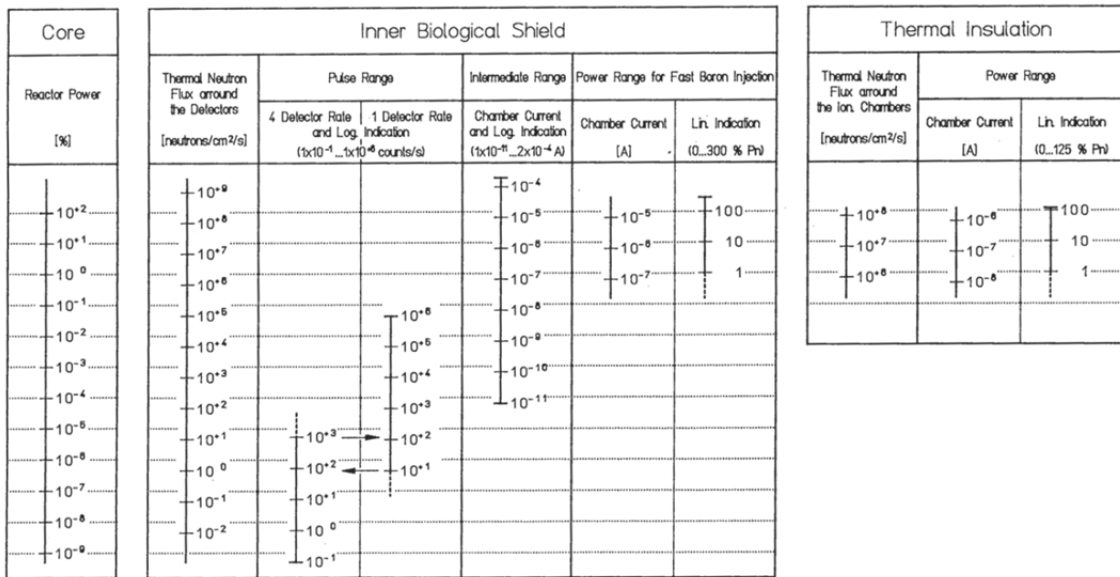


Figura 10: Rangos de medición de la instrumentación “ex-core” de la CNA II

7. ANEXO

7.1. Descripción de la fuente

A continuación se presenta una breve descripción de la fuente de fisiones espontáneas del ^{238}U del archivo de entrada del MCNP5:

```

c
c ++++++
c 238U Spontaneous Fission source
c ++++++
c
sdef cel d1 erg d2 pos=0 0 0 axs=0 0 1 rad=d3 ext=d4
c
si1 L (1< 4<49[-6 13 0]<50)          $ 16687 barras (1 = Combustible)
      (1< 5<49[-6 13 0]<50)          $
      (1< 6<49[-6 13 0]<50)          $
      (1< 4<49[-7 13 0]<50)          $
      (1< 5<49[-7 13 0]<50)          $
      (1< 6<49[-7 13 0]<50)          $
      (1< 4<49[-3 12 0]<50)          $
      (1< 5<49[-3 12 0]<50)          $
      (1< 6<49[-3 12 0]<50)          $
      (1< 4<49[-4 12 0]<50)          $
      (1< 5<49[-4 12 0]<50)          $
      (1< 6<49[-4 12 0]<50)          $
      (1< 4<49[-5 12 0]<50)          $
      .....
      (1<40<49[ 6 -12 0]<50)          $
      (1<40<49[ 5 -12 0]<50)          $
      (1<40<49[ 4 -12 0]<50)          $
      (1<40<49[ 3 -12 0]<50)          $
      (1<40<49[ 7 -13 0]<50)          $
      (1<40<49[ 6 -13 0]<50)          $ 16687 barras
c
sp1 1 16686r          $ 16687 barras combustibles con igual probabilidad de ser sorteadas
c
sp2 -3 0.648318 6.81057 $ parámetros del espectro de Watt para 238Usf
c
si3 0 0.588          $ radial sampling range: 0 to rmax (radio del pellet)
sp3 -21 1            $ radial sampling weighting: r^1 for disk source
c
si4 -265 265          $ axial sampling range: -265 to 265
sp4 -21 0             $ weighting for axial sampling: here constant
c

```

7.2. Descripción de los Tallies

Se describen los tallies con los que se determinan los flujos en la posición de los detectores ex-core.

```

c
c ++++++
c Flujos en los detectores in-core (1 Mev = 4.450526e-23 MWh)
c ++++++
fc14 flujo en los detectores in-core
f14:n ( 176 < 178[0 0 -3] < 179 < 181) $ N01-1
      ( 176 < 178[0 0 -2] < 179 < 181) $ N01-2
      ( 176 < 178[0 0 -1] < 179 < 181) $ N01-3
      ( 176 < 178[0 0 0] < 179 < 181) $ N01-4
      ( 176 < 178[0 0 1] < 179 < 181) $ N01-5
      ( 176 < 178[0 0 2] < 179 < 181) $ N01-6
c
      ( 176 < 178[0 0 -3] < 179 < 182) $ N02-1
      ( 176 < 178[0 0 -2] < 179 < 182) $ N02-2
      ( 176 < 178[0 0 -1] < 179 < 182) $ N02-3
      ( 176 < 178[0 0 0] < 179 < 182) $ N02-4
      ( 176 < 178[0 0 1] < 179 < 182) $ N02-5
      ( 176 < 178[0 0 2] < 179 < 182) $ N02-6

```



```

( 176 < 178[0 0 0] < 179 < 193)  $ N13-4
( 176 < 178[0 0 1] < 179 < 193)  $ N13-5
( 176 < 178[0 0 2] < 179 < 193)  $ N13-6
c
( 176 < 178[0 0 -3] < 179 < 194)  $ N14-1
( 176 < 178[0 0 -2] < 179 < 194)  $ N14-2
( 176 < 178[0 0 -1] < 179 < 194)  $ N14-3
( 176 < 178[0 0 0] < 179 < 194)  $ N14-4
( 176 < 178[0 0 1] < 179 < 194)  $ N14-5
( 176 < 178[0 0 2] < 179 < 194)  $ N14-6
c
( 176 < 178[0 0 -3] < 179 < 195)  $ N15-1
( 176 < 178[0 0 -2] < 179 < 195)  $ N15-2
( 176 < 178[0 0 -1] < 179 < 195)  $ N15-3
( 176 < 178[0 0 0] < 179 < 195)  $ N15-4
( 176 < 178[0 0 1] < 179 < 195)  $ N15-5
( 176 < 178[0 0 2] < 179 < 195)  $ N15-6
T
c
c  V=Pi*(1.7**2 - 0.7**2)*25=188.4955592
sd14 188.4955592 89r 16964.60033
c fm14 1.83491036120315E+20
c
c ++++++
c      flujo en detectores ex-core
c ++++++
c fc24 flujo en detectores ex-core
f24:n  ( 273 < 274)      $ 030-PR below
        ( 273 < 275)      $ 030-PR above
        ( 273 < 276)      $ 090-PR below
        ( 273 < 277)      $ 090-PR above
        ( 273 < 278)      $ 150-PR below
        ( 273 < 279)      $ 150-PR above
        ( 273 < 280)      $ 210-PR below
        ( 273 < 281)      $ 210-PR above
        ( 273 < 282)      $ 270-PR below
        ( 273 < 283)      $ 270-PR above
        ( 273 < 284)      $ 330-PR below
        ( 273 < 285)      $ 330-PR above
c
        ( 297 < 286)      $ 335-IR&PRB
        ( 297 < 287)      $ 282-IB   (Source Range detector)
        ( 297 < 288)      $ 236-IR&PRB
        ( 297 < 289)      $ 124-IR&PRB
        ( 297 < 290)      $ 104-SR   (Source Range detector)
        ( 297 < 291)  T    $ 074-Res
c
sd24 9556.724852 17r 172021.0473
c

```


Development of a Specialized Service for Patients Undergoing Cutaneous Radiation Syndrome

Portas, M.; Di Giorgio, M.; Coppola, A.; Dubner, D.; De Lellis, M.C.;
Giongrande, J.C.; Dovasio, F.; Mansilla, E. and Drago, H.

Development of a specialized service for patients undergoing Cutaneous Radiation Syndrome

Portas, M. (1); Di Giorgio, M. (2); Coppola, A. (1-3); Dubner, D. (2); De Lellis, M.C. (1);
Giongrande, J.C. (1); Dovasio, F. (3); Mansilla, E. (4); Drago, H. (1)
(1) Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires –
(2) Autoridad Regulatoria Nuclear
(3) Hospital Italiano de Buenos Aires
(4) CUCAIBA, Hospital San Martín - La Plata
ARGENTINA

Abstract: *The main purpose of this work is to stress the importance of the existence of a specialized sector within the Medical Centers for treating patients who have suffered the impact that means an apparently “mild skin injury” and due to the lack of proper diagnosis, the progression of inflammatory waves, due to exacerbation periods, cannot be stopped. The cutaneous symptoms are caused by a combination of inflammatory process and alteration of cellular proliferation as a result of a specific pattern of proinflammatory cytokines and growth factors. The symptoms follow a time course pattern that mostly depend on the received doses, radiation quality, individual radiosensitivity, volume of skin exposed and patient's co morbidities: diabetes, smoking, obesity, etc., added to ischemia-reperfusion of the dermal vessels, and causing even more damage. For this reason, we have been working since 1997 in the frame of an agreement with the Nuclear Regulatory Authority of Argentina, for the diagnosis and treatment of localized radiation induced injuries. Patients were classified according to the toxicity criteria of the Radiation Therapy Oncology Group, and the European Organization for Research and Treatment of Cancer: grades 0 to 4. Since 2000, every patients assisted were treated with an equivalent therapeutic scheme, with a long term follow-up, showing favorable evolution in most cases. This work summarized the multidisciplinary professional group required, the therapeutic protocol and adjunctive treatments applied, and the tools used for diagnosis and follow-up.*

1. Introduction

The Cutaneous Radiation Syndrome (CRS) can develop after radiotherapy, interventional procedures and accidental overexposures to ionizing radiation. The cutaneous symptoms are caused by a combination of inflammatory process and alteration of cellular proliferation as a result of a specific pattern of proinflammatory cytokines and growth factors, The symptoms follow a time course pattern that mostly depend on the received doses, radiation quality, individual radiosensitivity, volume of skin exposed and patient's co morbidities: diabetes, smoking, obesity, etc., added to ischemia-reperfusion of the dermal vessels.

These lesions, at high doses, produce deleterious effects in all the systems involved, particularly in dermo-epidermal tissues but also in vascular structures and underlying tissues that may lead to necrosis, loss of limbs or involvement of deep viscera. Another possible event is fibrosis development with its serious functional consequences that are the cause of considerable morbidity and health costs.

In the frame of an agreement between the Nuclear Regulatory Authority of Argentina and the “Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires” (Burn Hospital), a Radiopathology Committee for a multidisciplinary approach based on diagnosis and therapy of CRS was constituted in 1997. Since 2000, every patients assisted were treated with an equivalent therapeutic scheme, with a long term follow-up, showing favorable evolution in most cases.

The objective of this work is to stress the importance of the existence of a specialized sector within the Medical Centers for the diagnosis and treatment of CRS by exemplifying through the description of the

organization in our Burn Hospital: the multidisciplinary professional group required the therapeutic protocol and adjunctive treatments applied, and the tools used for diagnosis and follow-up.

Following overexposure, the main directions of medical management for persons under care are:

- Monitoring the health status of patients in order to early diagnose the stochastic and deterministic radiation effects, and preventing the appearance and progression of local complications.
- Treatment of somatic diseases already present in the exposed patients.
- Application of new diagnostic methods like serial telethermography, high resolution ultrasound and Eco-Doppler follow-up and individual radiosensitivity tests, which later conform a useful diagnostic tool towards the patient scoring and prognosis.

The following procedures are performed to achieve the goals: 1) Initial evaluation of patients, in compliance with standard protocols, applying the mentioned new diagnostic methods, for the design of personalized therapeutic strategies. 2) Treatment protocol: topic administration of trolamine or silver sulfadiazine with lidocaine, depending on the type of wound, associated with systemic administration of pentoxifylline and anti-oxidants (vitamins C and E). 3) Evaluation of the therapeutic response monthly (or more frequently if necessary) through clinical follow-up, serial photographic record and ultrasound techniques. 4) Pain management and 2) Psychopathology intervention

2. New diagnostic methods: We first perform B Mode Ultrasound assessing the different skin layers: epidermis, superficial and deep dermal layers, hypodermis, fascial and muscular planes. Adjacent structures such as pleura, bone and glands are also evaluated. Its width, echogenicity, homogeneity and interfaces are evaluated. Depth of the lesion is also assessed. Then, Color Doppler and Power Angio are performed to visualize vascularity, its degree and characteristics. When terminal flow is involved, such as fingers of hands or feet, also Spectral analysis and Resistive indexes are taken into account, and have a predictive value.

3. Treatment Protocol: In all admitted cases, both acute and chronic, the patients undergo our therapeutic protocol according to the pathogenesis of the CRS.

- Local injury treatment: Collagenase ointment, silver sulfadiazine + lidocaine + A vitamin.
- Free radical treatment: SOD cream, oral antioxidants (E vitamin).
- Endarteritis Obliterans: oral pentoxifylline

The multidisciplinary treatment team to carry out these actions should include:

- **Plastic surgeon trained in the treatment of such injuries managing:** 1) The concept of using enzymatic debridants, 2) The use of Vacuum Assisted Closure (VAC) treatment. The indication of Hyperbaric Chamber. 3) Methods for cutaneous coverage: use of acellular dermal matrices. 4) Wound closure with skin, myocutaneous or fasciocutaneous flaps. 5) The prescription of the treatment protocol. 6) The use of cell therapy: application of Mesenchymal Stem Cells.
- **Imaging Specialist to perform:** High-resolution ultrasonography; Color Doppler ultrasound; Telethermography
- **Psychopathology Intervention:** The objective of this support is the containment of the patient and family. According to the etiology of the radiation injury: radiotherapy for cancer treatment, interventional procedures for vascular pathology or radiological accidents, the patient afford a double problem, the underlying disease enhanced by the appearance of localized radiation injury, as these lesions are chronic, they will be controlled but not cured. The issue of chronic pain and crisis due to the pathophysiology of the lesion, will increase the complexity of the treatment.

- **Pathologist contribution:** 1) For the study, in ERTOG Groups 3 and 4, of angiogenesis in the lesion and perilesion. 2) For the early detection of radiation-induced cancer (stochastic effect).
- **Biologist, Biochemist and Chemist contribution**

For Individual Radiosensitivity Tests: These tests are conducted in patients that showed acute and/or late cutaneous reactions with grades 3 and 4 of RTOG and the EORTC, to contribute as a prognostic score parameter for the design of therapeutic strategies. As deficiencies in DNA repair systems have a great impact on radiosensitivity, the characterization of DNA repair capacity in peripheral lymphocytes through alkaline single-cell microgel electrophoresis (comet) assay was selected as a suitable approaches to evaluate *in vitro* individual radiosensitivity

Alkaline Comet Assay: Peripheral blood samples are *in vitro* irradiated with 2 Gy. DNA repair capacity is evaluated through alkaline comet assay to determine the initial DNA damage, the speed of repair (repair half-life) or the amount of residual DNA damage after specific times of repair (5-120 minutes). DNA damage and repair capacity are quantified by the Olive tail moment. Lymphocytes of healthy individuals are used as reference sample.

Results: comet assays showed a good predictive potential for the detection of patients with a greater than average risk of developing radiation toxicity. The differences between average reactors and over reactors were significant. A correlation between clinical radiosensitivity (response) and *in vitro* radiosensitivity tests were observed. Therefore, it can be concluded that individual radiosensitivity tests could result useful for the prevention of radiation induced lesions by tailoring patient's radiation treatment and in case of accidental overexposure the assay should have a prognostic value, which contributes to the design of therapeutic strategies.

According to legal aspects: There is a global international consensus on the principle of non-genetic discrimination. Furthermore, penalties may be imposed for any type of discrimination based on tests regarding a disease which is not declared or regarding a predisposition to a disease. Genetic testing is permitted only for medical purposes or for medical research. The person's consent must be obtained in writing prior to performance of the test, and the person must be informed of the nature and goal of the testing. At work, medical investigations should be restricted to the health status of the worker, and genetic testing can be used only to detect abnormalities due to exposure to genotoxic agents.

Study of chronic inflammatory response parameters: Histologically, late manifestations of radiation damage include fibrosis, necrosis, atrophy and vascular lesions. Although many etiologies have been suggested regarding these late toxicities, chronic inflammation has been described as playing a key role. The recruitment of leukocytes from circulating blood is decisive in the inflammatory reaction and different subsets of Cell Adhesion Molecules (CAMs) are responsible for different steps in extravasation. $\beta 1$ Integrin expression on lymphocytes shows higher values in patients with late cutaneous reactions graded 4 according to the RTOG / EORTC system and it has good correlation with the patient evolution This finding contrasts with C Reactive Protein (CRP) level that is a clear marker of patients in acute phase or in those in exacerbation crisis .

These parameters together with disturbance in the T-Cell homeostasis observed mainly in patients with late effects can be used as diagnostic parameters of late injury as well as the response of the patient to therapeutic treatments.

4. Therapeutic response: is evaluated through clinical follow-up, serial photographic record and complementary tests (telethermography and high frequency ultrasonography). Therapeutic response and its correlation with radiosensitivity test results are studied.

5. Adjunctive treatments, the contribution of papain gel, for enzymatic debridement of the lesion, avoid surgical procedures, which are traumatic to the dermis layer delaying wound closure.

The use of enzymatic methods, ensure the preservation of tissues that should not be hurt and stimulate growth factors and angiogenesis.

Porcine acellular matrices and PVC film, are tools that should be taken into account during the processing steps to prepare the strategy of sealing the wound with autograft or cell cultures, these applications must be adjusted to achieve the grafting of a double layer component made by bioengineering and placed in a single time.

Cell Therapy Unit: Mesenchymal Stem Cells are probably the paradigm these days for adult stem cells. They have great plasticity for different tissue regeneration purposes, especially for adipose, bone and cartilage. We have been one of the first groups in the world to see that these cells can even regenerate components of the skin. We have also described for the first time that these cells are circulating in the bloodstream in great amounts under the influence of large burns in humans. Several groups in the world have defined several important steps in the influence and utility of these cells for skin regeneration. Radiation skin damage seems to be one of the possibilities of these cells as a therapeutic agent. Our Laboratory has specialized in the expansion and culture of Mesenchymal Stem Cells for therapeutic use. We obtained these cells under our Province of Buenos Aires Transplantation Program from bone marrow of cadaveric donors, and this has been a pioneer advance in the field that took us to the first clinical trial for large burns with these cells. Radiation injuries without any doubt will profoundly benefit from this approach.

6. Conclusions:

Approach to patients:

Exhaustive inquiry: ask-cancer intervention

Complete medical history, assess comorbidities and preexisting clinical conditions

Complete physical examination

Previous treatments performed by other professionals indicated, where possible if the patient brings the written information, enter it in the history, but the order it through to professionals working

Interview with aPsychology

Prescription of complementary studies:

I. High-resolution ultrasonography

II. Soft tissue Doppler

III. Telethermography

IV. Radiosensitivity Tests

V. Study of markers of chronic inflammation

Recommendations

Patient Follow-up:

I. Inspection of the skin. Photography registry, pre and post treatments

II. Give the patient alarm patterns in relation to color changes, blistering, itching sensation and / or pain, etc in the compromised area.

III. Involve the patient in their monitoring

IV. Implement the use of superoxide dismutase local cream as antifibrotic.

V. Advise patient of potential risks from the application of radiation. Cost / benefit.

VI. Let the patient know that if a complication occurs, it can be treated by a team of experts and that there is a protocol for treatment of radiation injuries proved scientifically approved international

VII. Implement a database containing the following information:

Name, surname, medical record number, exposition to radiation, time to the onset of symptoms and first consultation at the Hospital, the report of previous studies and treatments, to analyze the tissue compromise, dose received, reports from studies: ultrasonography, Eco-Doppler, Telethermography, Magnetic Resonance Imaging, report of Radiosensitivity test, study of chronic markers

It's better to recruit this information, in the zero hour (golden hour), ideally, prior to the implementation of the protocol, and to be repeated at 2, 4 or 6 months, according to evolution, to corroborate the revascularization process.

VIII. Important contact with colleagues involved, radiotherapist, oncologist, dermatologist etc. to combine efforts for the patient treatment.

Remarks

- Prognosis is always serious. In those that interrupted prescribed treatment, severe pain and lesions reappeared.
- Due to the cyclic evolution and chronification tendency of these lesions, we emphasize the importance of long term follow up, including both clinical and psychological aspects.
- Increased vulnerability to trauma of the affected areas was observed.
- A radiation origin should be considered in all cutaneous lesions occurring within few weeks/ months of fluoroscopically guided procedures or after radiotherapy, unless a clear alternative diagnosis is established.

The Role of VAC, Acellular Matrices, Enzymatic Debridement and Stem Cell Therapy as Adjunctive Treatment for CRS

Portas, M.; Di Giorgio, M.; Coppola, A.; Giongrande, J.C.;
De Lellis, M.C.; Mansilla, E.; Drago, H. and Ortega, J.C.

THE ROLE OF VAC, ACELLULAR MATRICES, ENZYMATIC DEBRIDEMENT AND STEM CELL THERAPY AS ADJUNCTIVE TREATMENT FOR CRS



Hospital de Quemados



Portas, M. (1); Di Giorgio, M. (2); Coppola, A. (1); Giongrande, J.C. (1); De Lellis, M.C.(1) ; Mansilla, E. (3); Drago, H.(1); Ortega, J.C. (1)
 (1)Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires
 (2)Autoridad Regulatoria Nuclear (3) CUCAIBA, Hospital San Martín - La Plata

Buenos Aires - ARGENTINA

INTRODUCTION

A comprehensive knowledge of the multiple factors involved in the pathophysiology of radiation exposure injuries is mandatory. Wound closure is cyclical, with exacerbation periods, mostly related to radiation dose, ischemia-reperfusion phenomena, and patient's comorbidities: diabetes, smoking, obesity, etc. We advocate different strategies available in order to preserve dermal matrix structures: Scaffold towards wound healing.

OBJECTIVE: 160 patients with localized radiation injuries were assisted in the Burn Hospital of Buenos Aires. Chronic or non-healing wounds can develop after radiotherapy, interventional procedures and accidental overexposures to ionizing radiation, and are the cause of considerable morbidity and health costs. The purpose of this work is to describe different adjunctive treatments that were implemented to achieve a faster and more physiologic healing process

MATERIAL AND METHODS

Patients displaying acute and/or late cutaneous reactions were classified according to the toxicity criteria of the Radiation Therapy Oncology Group (RTOG) in grades 0 to 4. All cases were treated with the established protocol : local topic administration of antibiotics, associated with oral administration of pentoxifylline, 400 mg and oral anti-oxidants Vitamin E, 400 U.I.

Mild cases (grades 1-2) were additionally treated with topical antibiotic ointments to prevent infection, and with hydrating creams preventing dehydration.

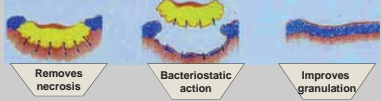
For severe cases (grades 3-4), adjunctive treatments such as enzymatic debridement with collagenase or papaine were employed. Two cases required VAC treatment due to the presence of abundant detritus, together with a clinical bad status that did not allow surgery.


RESULTS AND DISCUSSION

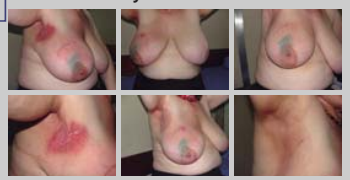
Local injury treatment : Collagenase ointment, silver sulfadiazine + lidocaine + A vitamin
Free radical treatment: SOD (superoxide dismutase) cream, oral antioxidants (vitamin E)
Hyperbaric chamber: 20 to 40 sessions
Enderteritis Obliterans : Oral pentoxifylline


CASES: ERTOG 1 - 2

1 Collagenase is a metalloproteinase which breaks peptide bonds of collagen which may be type I, II, III, IV and V.
 Ointment: enzymatic debrident - bactericide



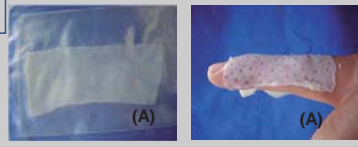
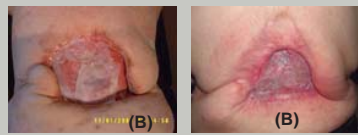
Patient (1) - Conventional Burn


2 **Patient (2) - Breast Cancer Chronic toxicity**


Patient (3) - Breast Cancer Acute toxicity


Both patients with excellent early response to protocol SOD was added to long term treatment

3 **Acellular Dermis Inclusion (ADI)**
 It does not generate immune rejection. We employed ADI designed at our Lab, in some cases, (A).

Case (4) - 58 years old obese, cardiopatic female, heavy smoker, who underwent 6 hours fluoroscopy (stent angioplasty). Unsuccessful rotation flaps with posterior necrosis (B) prior to ADI

4 Hyperbaric chamber was mainly used for grades 3 and 4 to assist tissue oxygenation

CASES: ERTOG 3 - 4

5 Sixty years old female with good evolution (1999), interrupted treatment in 2002. She returned to hospital in 2008 with a 3x3 cm ulcer in the left side of the abdomen. After a few months, lesion was deeper and painful; with local bacterial infection. VAC was applied during 2 months, with satisfactory outcome.






Patient (5) Late Toxicity

6 Papaine is obtained from *carica papaya*, a glicoprotein-proteinase inhibitor employed to treat deep lesions, producing intense bleeding, demanding monitoring

Patient (6) - Treatment with papain




(C) Granulation
 (D) Day 4 post-accident

7 Human Mesenchymal Stem Cells (HMSC) - methodology

Patient (7)
 66 years old male, irradiated for leg angioma 30 years ago.
 (E) penetrating ulcer with muscle compromise





After papaine cleansing (F), we employed allogenic HMSC extracted from cadaveric bone marrow and cultivated and expanded at CUCAIBA Engineering Lab.

HMSC(F) are locally implanted in the required number, suspended in a fibrin polymer.

CONCLUSIONS

Dermal matrix preservation is mandatory as a starting point towards the closure of the lesion. Supervised papain, collagenase, VAC, Hyperbaric Ox Therapy and HMSC treatment are in our experience the best tools to reinforce prompt closure and restoration of the damaged skin. Regular monitoring and long term follow-up of all injuries, even those that seem cured, is needed.

Algoritmo de tratamiento local de las lesiones radioinducidas

Portas, M.; Di Giorgio, M.; Coppola, A.; Giongrande, J.C.;
De Lellis, M.C.; Mansilla, E. y Drago, H.

ALGORITMO DE TRATAMIENTO LOCAL DE LAS LESIONES RADIOINDUCIDAS



Portas, M. (1); Di Giorgio, M. (2); Coppola, A. (1); Giongrande, J.C. (1); De Lellis, M.C. (1); Mansilla, E. (3); Drago, H. (1)
 (1) Hospital de Quemados del Gobierno de la Ciudad de Buenos Aires – (2) Autoridad Regulatoria Nuclear (3) CUCAIBA, Hospital San Martín - La Plata - mportas84@gmail.com; mdigiorgio@arn.gob.ar - ARGENTINA

INTRODUCCIÓN

Es relevante la comprensión de los múltiples factores que están involucrados en la fisiopatología de las lesiones por exposición radiológica. El cierre de la lesión es cíclico con períodos de exacerbación, la mayoría en relación con las dosis recibidas, y las comorbilidades de los pacientes como diabetes, tabaquismo, obesidad, etc., sumado a los fenómenos de isquemia-reperusión de los vasos dérmicos causando más daño.

OBJETIVO

En el marco de un acuerdo entre el Hospital de Quemados y la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina, fueron asistidos 182 pacientes con radiolesiones. El origen de las mismas fue debido a tratamientos de radioterapia, procedimientos intervencionistas y accidentes radiológicos. Dichas radiolesiones pueden conducir a una importante morbilidad y altos costos en salud. El propósito de este trabajo es describir los diferentes tipos de tratamientos que pueden ser implementados para mejorar fisiológicamente y en forma más rápida el proceso de curación.

MATERIALES Y MÉTODOS

Los pacientes presentaban lesiones en los tejidos que fueron clasificadas acorde con los criterios de toxicidad del Radiation Therapy Oncology Group y de la European Organization for Research and Treatment of Cancer, en grados 0 a 4. Las lesiones se clasificaron en tempranas, cuando aparecieron antes de los 90 días o tardías después de los 90 días post-exposición. Todos los casos fueron tratados de igual forma, con la aplicación de un protocolo establecido: tratamiento con tópicos debridantes enzimáticos asociados con la administración sistémica de 400 mg diarios de pentoxifilina y 400 U.I. de Vitamina E.

Grados 1-2: fueron tratados con debridantes enzimáticos, como cura húmeda, para prevenir la desecación y la infección posterior.

Grados 3-4: se utiliza debridantes enzimáticos como la colagenasa. Cuando el paciente presenta mal estado general por causas clínicas, se indica tratamiento con presión negativa (VAC) para limpiar la herida de los detritus y estimular la aparición de tejido de granulación.

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Síndrome Cutáneo Radioinducido

ERITEMA PRECOZ
(3-10 Gy)

Silencio clínico
(meses/años)
Fase de latencia

**ERITEMA SECUNDARIO/
EPITELITIS SECA**
(10 – 15 Gy)

EPITELITIS EXUDATIVA
(15-25 Gy)

ULCERACIÓN

NECROSIS
(6-18 meses)

FIBROSIS
(años)

Trípode Tratamiento Sistémico

1. Tratamiento local

2. Tratamiento de los radicales libres: antioxidantes

3. (Vitamina E 400 U.I./día)

4. Tratamiento de la Enderarteritis

Obliterante: Pentoxifilina 400 mg/día

Este Trípode permite espaciar las crisis de reagudización, prolongando el período de latencia



Tratamientos Coadyuvantes al Tratamiento Local

- ✓ Colagenasa: se prescribe como debridante para preservar la matriz dérmica, que sirve como andamiaje para la cicatrización. Mecanismo de acción: rompe las uniones peptídicas de los colágenos tipo I,II,III, IV y V



- ✓ Cámara Hiperbárica



Mecanismo de acción: Promueve la angiogénesis en los tejidos isquémicos y tiene acción bacteriostática/ bactericida

- ✓ Inclusión de matriz dérmica
- ✓ Células mesenquimales humanas de banco



Uso de Células Mesenquimales alogénicas extraídas de médula ósea cadavérica, cultivadas y expandidas, en suspensión de polímero de fibrina - Laboratorio de Bioingeniería CUCAIBA

- ✓ Indicación de superóxido dismutasa crema en forma tópica local para la fibrosis cutánea

SIN COMPROMISO DE LA MEMBRANA BASAL: vasos sanguíneos y anexos cutáneos indemnes. Restauración *ad integrum*



Lesión por radioterapia en paciente con adenocarcinoma mamario. Pre y Post-tratamiento

CON COMPROMISO DE LA MEMBRANA BASAL: vasos sanguíneos y anexos cutáneos parcialmente comprometidos. Cicatrización local posible



Carcinoma mamario: Lesión post-radioterapia. Pre y Post-tratamiento. Restauración *ad integrum*

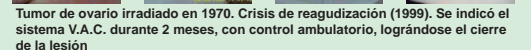
COMPROMISO TOTAL DE LOS TEJIDOS AFECTADOS: no existen vasos sanguíneos ni anexos cutáneos. Procesos de cicatrización local con crisis de reagudización



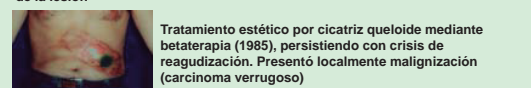
Carcinoma de colon: Lesión post-radioterapia. Pre y Post-tratamiento; Restauración 90% de la lesión



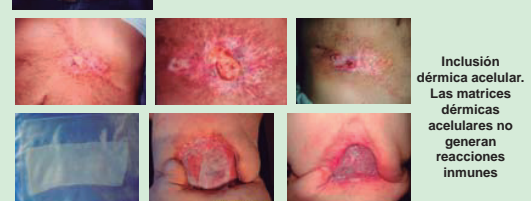
Tumor de parótida: Lesión post-radioterapia. Pre y Post-tratamiento



Tumor de ovario irradiado en 1970. Crisis de reagudización (1999). Se indicó el sistema V.A.C. durante 2 meses, con control ambulatorio, lográndose el cierre de la lesión



Tratamiento estético por cicatriz que loide mediante betaterapia (1985), persistiendo con crisis de reagudización. Presentó localmente malignización (carcinoma verrugoso)



Inclusión dérmica acelular. Las matrices dérmicas acelulares no generan reacciones inmunes

CONCLUSIONES

La preservación de la matriz dérmica es fundamental como punto de partida para el cierre de este tipo de lesiones. La colagenasa, el V.A.C., la oxigenación hiperbárica y el tratamiento con células madre mesenquimales mostraron ser las mejores herramientas para un cierre precoz y la restauración de la piel, acorde con la evolución local. Se debe realizar el monitoreo regular a largo plazo de todas las lesiones, aún de aquellas que parecen curadas.

Radiation Injuries in Fluoroscopically Guided Interventional Procedures

Portas, M.; Coppola, A.; Di Giorgio, M.; Giongrande, J.C.;
De Lellis, M.C.; Dovasio, F.; Mansilla, E.;
Drago, H. and Ortega, J.C.

RADIATION INJURIES IN FLUOROSCOPICALLY GUIDED INTERVENTIONAL PROCEDURES



Hospital de Quemados



Portas, M. (1); Coppola, A. (1-3); Di Giorgio, M. (2); Giongrande, J.C. (1); De Lellis, M.C. (1); Dovasio, F. (3); Mansilla, E. (4); Drago, H. (1); Ortega, J.C. (1)
 (1) Hospital de Quemados Ciudad de Buenos Aires (2) Autoridad Regulatoria Nuclear
 (3) Hospital Italiano de Buenos Aires (4) CUCAIBA

Buenos Aires - ARGENTINA

INTRODUCTION

Cutaneous radiation syndrome (CRS) is the most frequent accidental post radiation complication. It is caused by complex interaction between anti proliferative and pro-inflammatory processes, following a clinically well-defined time pattern. The Burn Center is one of the reference hospitals of the Medical Radiological Emergency Response Network of Argentina.

OBJECTIVE

The purpose of this study is to review the diagnostic modalities, treatment and follow up of eight cases, both severe and mild with fluoroscopically induced injuries treated at the Burns Hospital.

MATERIALS AND METHODS

Localized radiation injuries both, acute (within 90 days) and late (after 90 days) were included in this protocol.

Eight patients out of 166 corresponded to interventional procedures. Patients were classified according to the toxicity criteria of the Radiation Therapy Oncology Group, and the European Organization for Research and Treatment of cancer: grades 0 and 4.

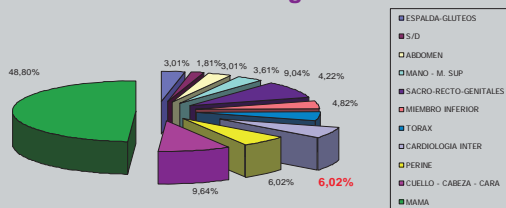
All cases were treated with the established protocol:

Topic administration of collagenase or silver sulfadiazine with lidocaine, associated with systemic administration of pentoxifylline and antioxidants. Closed lesions without pain, were treated with local topic superoxide dismutase (SOD) to reduce free radical toxicity, and Vitamin E as antioxidant. Silver sulfadiazine acts as a local bacteriostatic agent, and pentoxifylline preventing ischemia-reperfusion phenomena.

RESULTS AND DISCUSSION

One hundred and sixty six post-radiation patients were assisted at our hospital (1997-2012)

Distribution according to lesion site

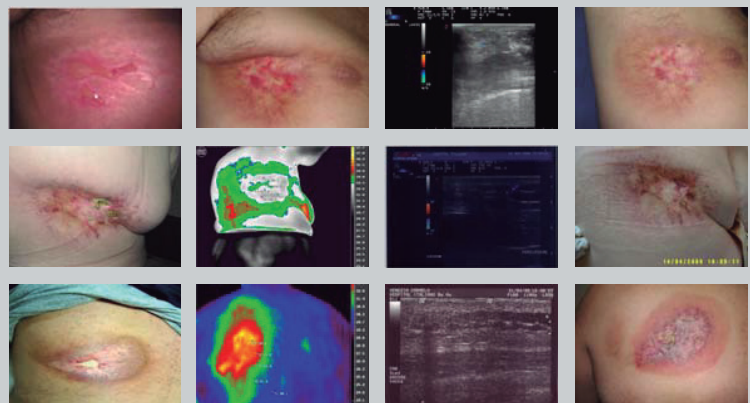


Four cases, shown below, with favorable local recovery and partial to complete remission of signs and symptoms after 5 to 12 months of treatment onset

- No deep tissue (muscular) compromise was observed by ultrasound (B mode)
- Dermal layer was thicker and hypodermis thinner
- Interfaces were spared
- Good vascular response to treatment particularly in perilesional area, demonstrating centripetal healing (Color Doppler and Power Angio)

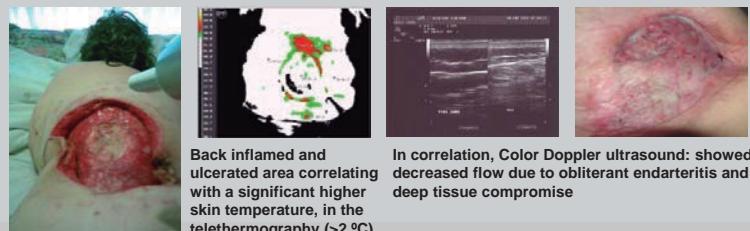


Four severe cases, shown below, experienced microulcerations and spontaneous venous type bleeding that resolved with local compression



Ultrasound showed deep structure compromise: rhabdomyolysis of dorsal muscles

- Interface loss



Back inflamed and ulcerated area correlating with a significant higher skin temperature, in the telethermography (>2 °C)

In correlation, Color Doppler ultrasound: showed decreased flow due to obliterant endarteritis and deep tissue compromise

CONCLUSIONS

- Prognosis is serious, particularly in cases with deep structure compromise
- Prompt image diagnosis should be performed (US-TLT-MRI)
- We emphasize the importance of long term treatment and follow up, including both clinical and psychological aspects, due to the cyclic evolution and chronification tendency of these lesions
- A radiation origin should be considered in all cutaneous lesions occurring post prolonged fluoroscopical procedures

PARTE II

Resúmenes de publicaciones en revistas

MONTE CARLO MODELLING FOR THE IN VIVO LUNG MONITORING OF ENRICHED URANIUM: RESULTS OF AN INTERNATIONAL COMPARISON*

Broggio, D.¹; Bento, J.²; Caldeira, M.²; Cardenas-Mendez, E.³; Farah, J.¹; Fonseca, T.⁴; Konvalinka, C.⁵; Liu, L.⁶; Perez, B.⁷; Capello, K.³; Cowan, P.⁸; **Cruzate, J.A.**⁹; Freire, L.¹⁰; Gómez-Ros, J.M.⁷; **Gossio, S.**⁹; Heide, B.¹¹; Huikari, J.¹²; Hunt, J.¹³; Kinase, S.¹⁴; Kramer, G.H.³; Kurihara, O.¹⁵; Kyrieleis, A.⁸; Lebacqz, A.L.⁴; Leone, D.¹¹; Li, C.⁶; Li, J.⁶; Mihailescu, L.C.⁴; Moraleda, M.⁷; Navarro, J.F.⁷; Oliveira, C.b; **Puerta, N.**⁹; Reichelt, U.⁵; Simões, C.²; Sommer, D.⁵; Takahashi, M.¹⁴; Teles, P.²; Vanhavere, F.⁴; Vrba, T.¹⁶; Franck, D.¹; Gualdrini, G.¹⁷; Lopez, M.A.⁷

- ¹ Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, IRSN/DRPH/SDI/LEDI, BP-17, F92262 Fontenay-aux-Roses, France
- ² Instituto Tecnológico e Nuclear, Estrada Nacional 10, 2686-953 Sacavém, Portugal
- ³ Human Monitoring Laboratory, 775 Brookfield Road, PL6302D, Ottawa, Ontario K1A 1C1, Canada
- ⁴ SCK-CEN, Boeretang 200, 2400 Mol, Belgium
- ⁵ Technische Universität Dresden, Helmholtzstraße 10, 01069 Dresden, Germany
- ⁶ Laboratory of Radiation Protection and Environmental Protection, Department of Engineering Physics, Tsinghua University, Beijing 100084, China
- ⁷ CIEMAT, Avd. Complutense 22, 28040 Madrid, Spain
- ⁸ Serco, Thomson House, Birchwood Park, Warrington/Cheshire WA3 6GA, UK
- ⁹ Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. Libertador 8250, Buenos Aires, Argentina
- ¹⁰ Escola Superior de Tecnologia da Saúde de Lisboa, Av. D. João II, Lote 4.69.01, 1990 - 096 Lisboa, Portugal
- ¹¹ Institut fuer Nukleare Entsorgung - Karlsruher Institut fuer Technologie, Hermann-von-Helmholtz-Platz 1, 76344 Eggenstein-Leopoldshafen, Germany
- ¹² Säteilyturvakeskus (STUK), Laippatie 4, FI-00881 Helsinki, Finland
- ¹³ IRD - Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Av. Salvador Allende s/n –Jacarepaguá, Rio de Janeiro, CEP - 22780-160, Brazil
- ¹⁴ Japan Atomic Energy Agency, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan
- ¹⁵ Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, 4-33 Muramatsu, Tokai-mura, Ibaraki 319-1194, Japan
- ¹⁶ CTU in Prague, Faculty of Nuclear Sciences and Physical Engineering, FNSPE, Brehova 7, 11519 Praha, Czech Republic
- ¹⁷ ENEA Radiation Protection Institute, Via dei Colli 16, 40136 Bologna, Italy

Abstract

In order to assess the reliability of Monte Carlo (MC)-based numerical calibration of in vivo counting systems the EURADOS network supported a comparison of MC simulation of well-defined experiments. This action also provided training for the use of voxel phantoms. In vivo measurements of enriched uranium in a thoracic phantom have been carried out and the needed information to simulate these measurements was distributed to 17 participants. About half of the participants managed to simulate the measured counting efficiency without support from the organisers. Following additional support all participants managed to simulate the counting efficiencies within a typical agreement of $\pm 5\%$ with experiment.

* Publicado en: Radiation Measurements; vol.47, no.7, pp. 492-500, 2012.

NORM SURVEY IN ARGENTINA*

Canoba, A.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Abstract

A survey programme was initiated several years ago with the aim of estimating the incidence of naturally occurring radioactive material (NORM) exposure for workers in the oil and gas industry, gold mining, spas, and a tourist cavern in Argentina. This work presents the procedures, methods employed, and results to date from the survey, including protection and remedial actions recommended when deemed necessary. Radium isotope concentrations measured in some samples were well above the exemption values established by IAEA Standards. Elevated radon levels (above the action level established for workplaces) were detected in the gas facilities, the gold mine, and the tourist cavern. The pertinent authorities and the facilities were informed of the detected values in order to take actions to reduce concentrations. In terms of the spas, almost all values for geothermal waters were below the corresponding guidance levels. Some regulatory aspects for the management of NORM are suggested.

* Publicado en: Annals of the ICRP; vol.41, no.3-4, pp. 352-367, 2012.

THE RECOMMENDATIONS OF THE ICRP VIS-À-VIS THE FUKUSHIMA DAI-ICHI NPP ACCIDENT AFTERMATH*

González, A.J.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Abstracts

The International Commission on Radiological Protection (ICRP) created a Task Group (ICRP TG84) on the initial lessons learned from the nuclear accident at the Fukushima Dai-ichi NPPs vis - vis the ICRP system of radiological protection. The ICRP TG84 is expected to compile lessons learned related to the efforts carried out to protect people against radiation exposure during and after the emergency exposure situation caused by the accident and, in light of these lessons, to consider ad hoc recommendations to strengthen the ICRP system of radiological protection for dealing with this type of emergency exposure. The Chairman of ICRP TG84 presents in this paper his personal views on the main issues being considered by the group at the time of the Fukushima Expert Symposium. ICRP TG84 expects to finalize its work by the end of 2012.

* Publicado en: Journal of Radiological Protection; vol.32, no.1, pp.N1-N7, 2012.

RADIOLUMINESCENCE OF RED-EMITTING Eu-DOPED PHOSPHORS FOR FIBEROPTIC DOSIMETRY*

Molina, P.¹; Santiago, M.¹; Marcazzó, J.¹; **Spano, F.**²; Henniger, J.³;
Cravero, W.⁴ and Caselli, E.¹

¹ Universidad Nacional del Centro de la Provincia de Buenos Aires, Instituto de Física Arroyo Seco,
Pinto 399, 7000 Tandil (Argentina)

² Autoridad Regulatoria Nuclear, Av. del Libertador 8250, 1429 Buenos Aires (Argentina)

³ Institut für Kern- und Teilchenphysik, Zellescher Weg 19, 01069 Dresden (Germany)

⁴ Universidad Nacional del Sur, Departamento de Física, Av. Colón 80, 8000FTN Bahía Blanca,
Buenos Aires (Argentina)

Abstract

Fiberoptic dosimetry (FOD) technique has become an attractive method for real-time dosimetry. $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{Cr}$ is one of the most used radioluminescence materials for FOD due to its high efficiency but it presents the drawback of emitting in the spectral region, where spurious luminescence is also important. Optical filtering is the simplest technique to remove spurious luminescence, but is useful when red-emitting scintillators are employed. In this work, the feasibility of using red-emitting Eu-doped phosphors as FOD scintillators has been investigated.

* Publicado en: Applied Radiation and Isotopes; vol. 71, suppl., pp.12-14, 2012.

ÍNDICE DE AUTORES

- Acosta, N. 201
Alonso Jiménez, M.T. 3, 101
Amado, V. 7
Andrada Contardi, F. 105, 113
Arenas, G. 201
Baldomir, B. 37
Barbas, M. 15
Bento, J. 259
Bernaola, O. 145
Bonetto, J.P. 25
Broggio, D. 259
Bubniak, R. 77, 89
Calabria, M. 217
Caldeira, M. 259
Campos, J.M. 97
Canoba, A. 25, 260
Capello, K. 259
Cardenas-Mendez, E. 259
Carelli, J. 33, 125, 205
Caselli, E. 262
Cateriano, M. 37, 45
Chahab, M. 45, 53
Chebel, G. 89
Chiliutti, C.A. 61
Ciccione, M.A. 189
Cinat, E. 181
Córdoba, M. 217
Coppola, A. 237, 245, 249, 253
Cowan, P. 259
Cravero, W. 262
Crudo, J.L. 197
Cruzate, J.A. 259
Czerniczyniec, M. 25
De Aquino, J. 209
De Lellis, M.C. 237, 245, 249, 253
Deminge, M. 77, 89
Di Giorgio, M. 77, 89, 237, 245, 249, 253
Dovasio, F. 237, 253
Drago, H. 237, 245, 249, 253
Dubner, D. 69, 237
Elechosa, C. 149, 153
Equillor, H. 97
Ermacora, M. 101
Fadel, A. 89
Farah, J. 259
Fernández, A. 149, 153
Fernández Moreno, S. 45, 53
Ferreri, J.C. 129
Fonseca, T. 259
Franck, D. 259
Freijo, J.L. 181
Freire, L. 259
Fruttero, N. 105, 113
Gallegos, C. 69
Gerez Miranda, C. 149
Giongrande, J.C. 237, 245, 249, 253
Gómez Parada, I. 201
Gómez-Ros, J.M. 259
González, A.J. 261
Gossio, S. 121, 201, 259
Grassi, E. 125
Gualdrini, G. 259
Heide, B. 259
Henniger, J. 262
Huikari, J. 259
Hunt, J. 259
Kinase, S. 259
Konvalinka, C. 259
Kramer, G.H. 259
Kurihara, O. 259
Kyrieleis, A. 259
Larcher, A.M. 45, 53
Lazarte, A.I. 129
Lebacqz, A.L. 259
Leone, D. 259
Li, C. 259
Li, J. 259
Liu, L. 259
López, F.O. 145
Lopez, M.A. 259
López Bularte, A.C. 197
López Vietri, J. 45, 149, 153
Mansilla, E. 237, 245, 249, 253
Marcazzó, J. 262
Margetic, A. 157
Marino, B. 7
Mascitti, J.A. 171, 221
Maset, E.R. 181
Medici, M.A. 181
Menossi, S. 45
Michelin, S. 69
Mihalescu, L.C. 259
Molina, P. 262
Moraleda, M. 259
Navarro, J.F. 259
Nevarés, N. 197
Nuñez, M.P. 189
Oliveira, C.B. 259
Oneto, A. 89
Ortega, J.C. 245, 253
Pagni, I.R. 3
Pailos, E. 37
Papadópulos, S. 53
Perez, B. 259
Perez, J.H. 197
Poletti, M. 217
Portas, M. 69, 237, 245, 249, 253
Puerta, N. 197, 201, 259
Radl, A. 77, 89
Reichelt, U. 259
Rodríguez Roldán, M.S. 149, 153
Rojas, C.A. 37
Rojo, A.M. 197, 201
Sain Martín, G. 145
Santiago, M. 262
Simões, C. 259
Sommer, D. 259
Soppe, E. 33, 125, 205
Spano, F. 262
Taja, M.R. 69, 77, 89
Takahashi, M. 259
Teles, P. 259
Thomas, L. 7
Truppa, W.A. 209, 217
Ulke, A. 7
Vanhavere, F. 259
Vidal, D. 101
Vilella, A. 33, 125, 201, 205
Vrba, T. 259
Zapata, A.M. 197
Zaretzky, A.N. 197