

CONTENIDO

PARTE I Publicaciones y trabajos enviados a Congresos y/o Seminarios

ENVIRONMENTAL MONITORING DATA REVIEW OF A URANIUM ORE PROCESSING FACILITY IN ARGENTINA Bonetto, J.P.	3
RADON MEASUREMENTS IN ARGENTINA Bonetto, J.P.; Lopez, F.O. and Canoba, A.	15
FLT3 LIGAND: STEM/PROGENITOR CELL FACTOR - BIOMARKER FOR EARLY DIAGNOSTIC ASSESSMENT IN RADIATION MASS CASUALTIES Di Giorgio, M; Radl, A.; Sapienza, C.; Fadel A.M.; Chebel; G.; Di Loreto, V.; Balbaryski, J.; Aymard, A. and Oneto, A.	35
INFLAMMATORY RESPONSE PARAMETERS IN CUTANEOUS RADIATION SYNDROME Dubner, D.; Molinari, A.; Rossini, A.; Michelin, S. and Portas, M.	39
EL DESARROLLO NUCLEAR PACÍFICO ARGENTINO: FACTORES QUE LO HICIERON POSIBLE Y ALGUNAS HIPÓTESIS SOBRE SU FUTURO Gadano, J.	45
KEY NOTE ADDRESS. IMPUTABILITY OF HEALTH EFFECTS TO LOW-DOSE RADIATION EXPOSURE SITUATIONS González, J.A.	67
TOWARDS A CONVENTION ON RADIATION SAFETY AND SECURITY González, J.A.	77
CALCULATION OF PRESSURE DROP IN A PRELIMINARY DESIGN OF NUCLEAR FUEL SPACER GRIDS IN AN INTEGRAL PWR USING CFD METHODS Jiménez Díaz, J.D.; Lazarte, A.I. and Ferreri, J.C.	93
PÉRDIDA DE ENERGÍA DE IONES H Y He EN TiO ₂ Limandri, S.P.; Fadanelli, R.C.; Behar, M.; Aguiar, J.C.; et ál.	105
ON THE USE OF INTERNATIONAL STANDARDS GUIDELINES VALUES FOR RADIONUCLIDE CONCENTRATIONS IN FOOD AND DRINKING WATER CONTAMINATED AS RESULT OF A NUCLEAR OR RADIOLOGICAL ACCIDENT Massera, G.	109
RELEVANT RADIONUCLIDE CONCEPT IN RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT Medici, M.	117
AUTORADIOGRAFÍA NEUTRÓNICA DE ALTA RESOLUCIÓN: VISUALIZACIÓN SIMULTÁNEA DE IMPRONTAS CELULARES Y TRAZAS NUCLEARES POR IRRADIACIÓN DE POLICARBONATO CON UV C Portu, A.; Rossini, A.; Gadan, M.A.; Thorp, S.I.; Curotto, P.; Pozzi, E.C.C.; Cabrini, R.L. y Saint Martin, G.	123
DETERMINACIÓN DE LOS COEFICIENTES DE REACTIVIDAD POR TEMPERATURAS DE COMBUSTIBLE Y REFRIGERANTE DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE Spinella, M.R.; Madariaga, M. y Lazarte, A.I.	137

AVANCES EN LA EVALUACIÓN PRECLÍNICA Y DOSIMÉTRICA DE ¹⁷⁷ LU-DTPA-SCN-RITUXIMAB® DE USO POTENCIAL EN RADIOINMUNOTERAPIA DE LINFOMA NO HODGKIN	
Crudo, J.L.; Nevares, N.N.; López Bularte, A.C.; Trotta, M; Zapata, A.M., Pérez, J.H.; Alfaro Agüero, P.; Puerta Yepes, N.; Gossio, S.; Rojo, A.M. y Michelin, S.	155
PROPOSAL OF A TOOL FOR INTERNAL DOSE ASSESSMENT IN NUCLEAR FUEL CYCLE	
Puerta, N.; Gossio, S; Rojo, A. and Gomez Parada, I.	169
DETERMINACIÓN DEL RANGO DE DOSIS DE RADIACIÓN GAMMA PARA GENERAR ESTERILIDAD HEREDADA EN LA POLILLA DEL TOMATE <i>TUTA ABSOLUTA</i> (MEYRICK, 1917) (LEPIDOPTERA: GELECHIIDAE)	
Yusef, M.V.; Viscarret, M.M.; Michelin, S.C.; Britos, H.L.; Solis A.; Pawlak, S.E. y López S.N.	173
CFD MODELING OF THE MODERATOR TANK OF A PHWR NUCLEAR POWER PLANT	
Ramajo, D.; Corzo, S.; Schiliuk, N.; Lazarte, A.; and Nigro, N.	191

PARTE II

Resúmenes de publicaciones en revistas

EMPLEO DEL CONTROL ESTADÍSTICO DE PROCESO COMO PARTE DE UN PLAN DE ASEGURAMIENTO DE LA CALIDAD	
Acosta, S. y Lewis, C.	209
A REVIEW ON THE CONSISTENCY OF THE PUBLISHED LEVELS OF THE P2; P3 AND P4 ISOELECTRONIC SEQUENCES USING JJ-RELATIVISTIC EXPRESSIONS	
Aguiar, J.C. and Di Rocco, H.O.	210
EL PAPEL DE LA FLUIDODINÁMICA COMPUTACIONAL EN EL LICENCIAMIENTO DE INSTALACIONES NUCLEARES	
Ferreri, J.C.	211
HLA-G1 INCREASES THE RADIOSensitivity OF HUMAN TUMORAL CELLS	
Gallegos, C.E., Michelin, S., Baffa Trasci, S., Aballay Lobos, E., Dubner, D. and Carosella, E.D.	212
A VERIFICATION PROBLEM FOR THERMAL HYDRAULICS SYSTEMS CODES DEALING WITH TWIN, PARALLEL-BOILING AND INVERTED U-TUBES CONDENSING CHANNELS	
Lazarte, A.I. and Ferreri, J.C.	213
STOPPING CROSS SECTIONS OF TiO ₂ FOR H AND HE IONS	
Limadri, S.P.; Fadanelli, R.C.; Nagamine, L.C.C.M.; Fernández Varea, J.M.; Arista, N.R.; Abril, I.; García Molina, R.; Montanari, C.C.; Aguiar, J.C.; Mitnik, D.; Miraglia, J.E.; Behar, M.	214
ANÁLISIS DINÁMICO DE LA MÁQUINA DE RECAMBIO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II BAJO UN EVENTO SÍSMICO	
Pecorati, A.; Risso, J.; Cardona, A. y Politi, A.	215
CFD MODELING OF THE MODERATOR TANK OF A PHWR NUCLEAR POWER PLANT	
Ramajo, D. ; Corzo, S. ; Schiliuk, N. ; Lazarte, A.I. and Nigro, N.	216
ASSESSMENT OF BIOLOGICAL EFFECTIVENESS OF BORON NEUTRON CAPTURE THERAPY IN PRIMARY AND METASTATIC MELANOMA CELL LINES	
Rossini, A.E.; Dagrosa, M.A.; Portu, A.; Saint Martin, G.; Thorp, S.; Casal, M.; Navarro, A.; Juvenal, G.J. and Pisarev, M.A.	217
LISTADO DE AUTORES	
	219

PARTE I

**Publicaciones y trabajos enviados
a Congresos y/o Seminarios**

Environmental Monitoring Data Review of a Uranium Ore Processing Facility in Argentina

Bonetto, J.P.

ENVIRONMENTAL MONITORING DATA REVIEW OF A URANIUM ORE PROCESSING FACILITY IN ARGENTINA

Bonetto, J.P.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

1. INTRODUCTION

The Autoridad Regulatoria Nuclear of Argentina (ARN) is the institution in charge of the regulation and control of the nuclear activity with regard to radiological and nuclear safety, physical protection and nuclear non-proliferation issues. Among its various activities, when appropriate, it carries out an independent radiological environmental monitoring of nuclear fuel cycle facilities for verification purposes. The facilities are required to carry out their own environmental monitoring.

A revision of the ARN's environmental monitoring plans for U mining and/or processing facilities was undertaken last year, starting with one particular U ore processing facility, which was already closed by the time ARN was created in 1997, and is currently undergoing restoration activities. Environmental monitoring had been carried out throughout the facility's operation, and was adjusted after the facility's closure. This post-closure monitoring plan was adopted by the ARN and is currently the object of revision. It involves ground-water, surface-water and sediment sampling outside the limits of the facility for U and ^{226}Ra determinations. ^{222}Rn concentration in air is also measured but it is not included in the present review.

Laboratory results from this and other facilities are collected to construct a database, where each sampling-point has a dataset of historical results. This data is ultimately used to assess the environmental impact of a facility. However, this data can also be used to evaluate if the monitoring plan is adequate for that objective, for example, by comparing datasets from the different sampling-points, and rejecting those which are redundant, or do not provide useful information. The need for extra sampling-points could also be addressed through such comparisons. The main objective in the review of the monitoring plan for this unnamed facility is the selection of appropriate sampling-points, so that a comparison of their datasets needs to be carried out.

Environmental data have characteristics such as infrequent but regular presence of outliers, positive skewness which commonly causes non-normal distribution of the data, and presence of left-censored data (values below detection limits, also referred to as non-detects) [1]. Outliers are lower or higher than usual observations (values), which can either result from a measurement or a transcription error (incorrect value) or be correct values. If incorrect, the outliers should be removed unless they can be corrected. If the outliers are correct values, they can represent either random low-probability natural variability or observations coming from a population different from the one under study. This last case could represent an impacted sampling-point in environmental datasets, where the outliers provide the most useful information. Therefore, in some cases, outliers need not be removed. Test for outliers detection are only helpful for identifying those unusual values: then, each outlying observation needs to be investigated separately to reach a decision whether to remove it or not [2]. The presence of left-censored data also poses particular difficulties. Using the detection limit value (or a fraction of it) as a substitute for the censored data is not adequate, and there are some statistical techniques available that make use of this special data [3].

The data obtained from this facility's monitoring presents most of the above mentioned characteristics, so its interpretation is not easily done at first sight and appropriate statistical

methods should be used, such as non-parametrical tests. The purpose of this work is to present a simple but adequate methodology for the review of environmental datasets, in order to help with the selection of the most appropriate sampling-points for the environmental monitoring plan of this U processing facility.

2. METHODOLOGY

2.1. Statistical tests

Datasets with ARN results up to 2013 were used. Pre-ARN traceable results from 1994 to 1997 were also included. Some of the sampling-points started being used later within that span of time, while some others stopped being sampled before its ending, but their datasets were used all the same, provided the number of results was adequate.

The statistical software Pro UCL vs. 5.0.00 from US EPA was used for the data review and for all tests. It was chosen because of its free availability, and because it allows to run non-parametrical hypotheses tests with left-censored data [4].

Data review included testing to know the probability distribution of the datasets and to detect possible outliers [5]. Shapiro-Wilk goodness-of-fit test ($\alpha = 0.05$), was performed to check if the datasets follow a normal distribution. In the case of left-censored datasets, the same test was performed for the positive values only, plus the regression on order statistics (ROS) method available in the software was used to assign an imputed value for each non-detect, and then perform the test [4]. Dixon's test for outlier detection was performed on each dataset. Upon removal of outliers (when appropriate), the dataset would be re-tested for normality. For all datasets, the mean and median were calculated. For left-censored datasets, the nonparametric Kaplan-Meier estimation method was also used to estimate the population means [2].

Downstream sampling-points were considered as possibly impacted by the facility and were compared against upstream sampling-points, which were considered as background. These population comparisons were carried out employing two-sample hypotheses testing approaches [2]. Student's two-sample t test for equal variances, and its Satterthwaite version for unequal variances, was used when both datasets presented normal distribution. When at least one of both datasets followed no discernible distribution, the nonparametric Wilcoxon-Mann-Whitney test was used. When at least one of both datasets presented left-censored data, the nonparametric Gehan and Tarone-Ware tests were used.

For all these comparisons, form 1 of the tests was used, meaning the null hypothesis stated was “Downstream population mean/median \leq Upstream population mean/median”, the alternative hypothesis being “Downstream population mean/median $>$ Upstream population mean/median”. Confidence coefficient was set at 90% ($\alpha=0.10$) for increased test power.

When outliers were detected, tests were repeated with and without those outliers present in the datasets, in order to verify the influence of the outlier and, eventually, confirm the test conclusion. As with the lowered confidence coefficient, a Type II error (accepting the null hypothesis when it should have been rejected) was considered more serious than a Type I error.

A Two-tailed form for these tests (form 3) was used when the sample-points could not be considered upstream or downstream (considering also groundwater flow from west to east). The null hypothesis stated for this form of the tests was “Mean/median of population 1 = mean/media of population 2”, and the confidence coefficient was set also at 90% ($\alpha=0.10$).

2.2. Sampling plan

For the present review only the most relevant sampling-points were analyzed, therefore a simplified version of the current monitoring plan is presented in this paper. It comprises surface-

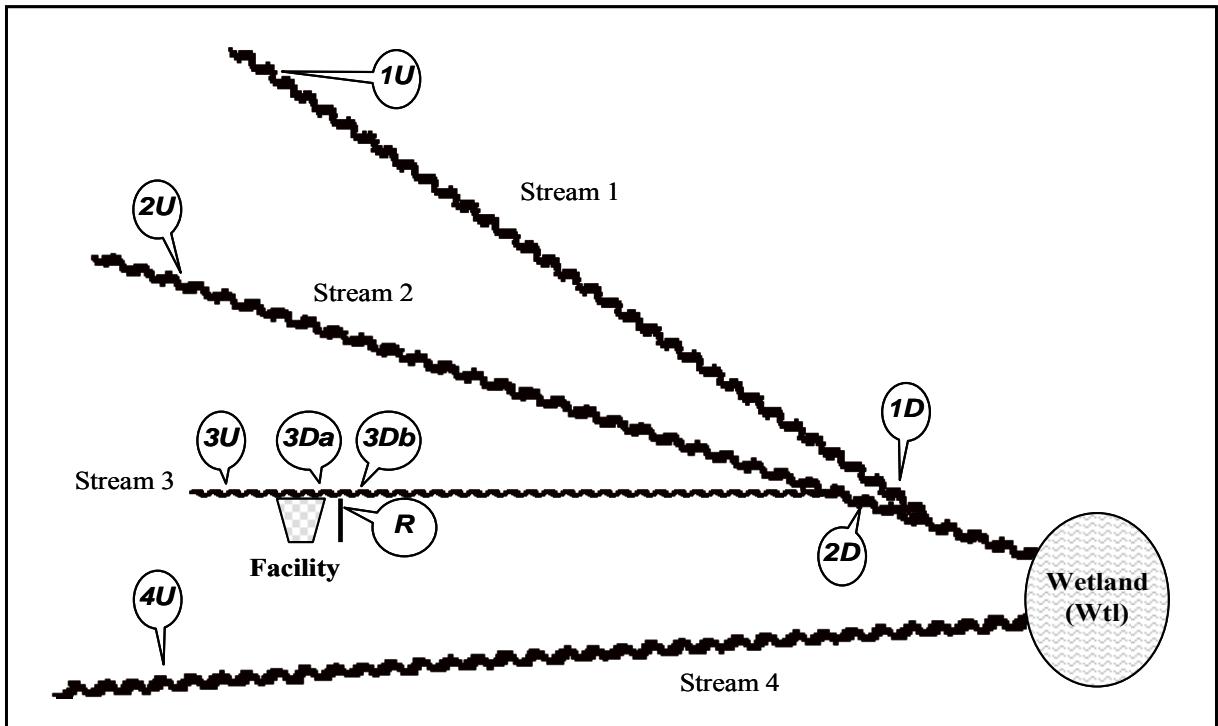
water and sediment (where available) sampling from four streams that run eastwards (here referred to as streams 1, 2, 3 and 4). Streams 1 and 2 lie approximately 14 and 8 km, respectively, north of the facility, and are sampled both upstream (as a background point) and downstream (as a possibly impacted point) of the facility. Stream 3 is a small creek that also runs north of the facility, but near its source it lies 500 m from its northern boundary, thus receiving surface runoff from the area. In this case, two downstream points (a and b) are sampled for stream 3, each after an identifiable runoff course discharge. The runoff course that discharges before point b is also sampled before entering the stream. Stream 4 lies 10 km south of the facility, and is sampled only upstream. Eventually, streams 1 and 3 join stream 2 before it finally discharges into a wetland some 30 km west of the facility. Stream 4 also discharges into the same wetland. Being a receptacle for these surface-water courses, as well as for ground-water, surface-water and sediments have also been sampled from this wetland. Ground-water is also sampled from 7 shallow wells (up to 5 m deep), all downstream from the facility. Three of them (here referred to as W1, W2, W3) have been built exclusively for sampling and are situated some 200 m to the east of the facility, in a neighboring field. A fourth well close to these three is also sampled, but presents higher values, and does not need any statistical test to show its relevance to the monitoring plan. Wells W4 to W7 lie 1, 2, 4 and 11 km, respectively, away from the facility on an approximately straight line heading towards the previously mentioned wetland. The samples are taken yearly, and are brought to the ARN laboratories for U and ^{226}Ra determination.

Statistical tests were performed in datasets from 18 sampling-points. A brief description with the abbreviation of the sampling-points and their approximate location are presented in Table 1 and in Figure 1, respectively.

Table 1. Brief description, abbreviations and analyses carried out for each sampling-point.

	Sampling-point	Abbreviation	Media sampled and radionuclide analyzed
Stream 1	Upstream	1U	U in water, U and ^{226}Ra in sediments
	Downstream	1D	U in water, U and ^{226}Ra in sediments
Stream 2	Upstream	2U	U in water, U and ^{226}Ra in sediments
	Downstream	2D	U in water, U and ^{226}Ra in sediments
Stream 3	Upstream	3U	U in water, U and ^{226}Ra in sediments
	Downstream a	3Da	U in water, U and ^{226}Ra in sediments
	Downstream b	3Db	U in water, U and ^{226}Ra in sediments
Runoff	Before entering stream 3	R	U in water, U and ^{226}Ra in sediments
Stream 4	Upstream	4U	U in water, U and ^{226}Ra in sediments
Wetland		Wtl	U in water, U and ^{226}Ra in sediments
Well 1		W1	U in water
Well 2		W2	U in water
Well 3		W3	U in water
Well 4		W4	U in water
Well 5		W5	U in water
Well 6		W6	U in water
Well 7		W7	U in water

Figure 1. Approximate location of sampling-points relative to the facility.



3. RESULTS

3.1. *U* in water

Outliers (higher than usual values) were detected and removed from datasets 2D, 3Da, 3Db, and *Wtl*. They could not be attributed to measurement or transcription errors. Instead, they were considered correct results not belonging to the population of interest, which could represent an impact from the facility. Removal was decided due to their extremely high values which could affect further tests. They particularly affected normality in the first two of the mentioned databases. Two outliers were also detected and removed from dataset 4U. In this case, removal was decided to make sure the dataset represents a background population.

In the case of groundwater, outliers were detected and removed from datasets *W3*, *W4*, *W6* and *W7*, on the same grounds as mentioned above. Only dataset *W7* already followed a normal distribution prior to the outlier removal.

Some general statistics from these datasets is presented in Table 2.

Table 2. Some general statistics for U in water datasets.

Sampling-point	Number of results ^a	Non-detects	Mean (µg/L)	Median (µg/L)	KM Mean ^b (µg/L)	Distribution ^c
1U	10	4	2.6	2.6	2.6	Normal
1D	4	0	7.0	6.7	na	Normal
2U	10	4	2.1	2.1	2.1	Normal
2D	18 (2)	2	7.2	6.3	6.8	Normal
3U	16	4	3.2	3.4	3.2	Normal
3Da	15 (1)	4	3.3	3.4	3.3	Normal
3Db	20 (1)	3	5.3	5.0	5.0	Not normal
R	11	0	41.5	48.0	na	Normal
4U	18 (2)	4	1.2	1.1	1.2	Not normal
Wt1	14 (1)	0	9.2	6.0	na	Not normal
W1	7	3	10.1	10.6	7.7	Normal
W2	12	3	8.2	7.8	7.1	Normal
W3	16 (2)	2	7.3	6.8	6.7	Normal
W4	18 (1)	0	7.8	8.0	na	Normal
W5	13	0	7.1	7.2	na	Normal
W6	18 (1)	3	2.9	2.7	2.9	Normal
W7	18 (2)	3	2.1	1.8	2.1	Normal

^a Number of results with removed outliers, where applicable. Number of removed outliers in brackets.

^b Nonparametric Kaplan-Meier method for mean estimation in the presence of non-detects only.

^c Distribution followed by the dataset after outlier removal.

3.2. *U in sediments*

Outliers were detected and removed from some of the datasets, as presented in Table 3. These again could not be attributed to measurement or transcription errors, so each case was studied separately. One outlier in dataset 3U was removed to ensure it keeps representing a background population, although the dataset presented a normal distribution even before the outlier was removed. An outlier was also removed from dataset R, for being an extremely high value. This caused the dataset to change from an approximately normal to a normal distribution. Up to three outliers were also detected in dataset 3Db, but in this case, they were not removed, as they were not so extreme values, and such an amount of outlying observations was considered to represent an influence of the facility instead of a random natural variability. Also, their removal would not cause the dataset to follow a normal distribution. Some general statistics from these datasets is presented in Table 3.

Table 3. Some general statistics for U in sediments datasets.

Sampling-point	Number of results ^a	Non-detects	Mean ($\mu\text{g/g}$)	Median ($\mu\text{g/g}$)	KM Mean ^b ($\mu\text{g/g}$)	Distribution ^c
1U	7	1	3.2	2.9	2.8	Normal
1D	7	0	2.6	2.6	na	Normal
2U	9	2	2.4	2.3	1.9	Normal
2D	18	0	2.2	2.2	na	Not normal
3U	8 (1)	0	1.6	1.5	na	Normal
3Da	6	2	1.9	2.0	1.7	Normal
3Db	16	0	4.2	2.8	na	Not normal
R	8 (1)	1	12.8	10.5	11.4	Normal
4U	9	1	1.5	1.5	1.4	Normal
Wtl	13	0	2.3	2.1	na	Normal

^a Number of results with removed outliers, where applicable. Number of removed outliers in brackets.

^b Nonparametric Kaplan-Meier method for mean estimation in the presence of non-detects only.

^c Distribution followed by the dataset after outlier removal.

3.3 ^{226}Ra in water and in sediments

Outliers were also detected and removed from some of the datasets, as presented in Table 4. Dataset *1U* presented one outlier, which was removed to ensure the dataset represents a background population. Datasets *3Db* and *R* presented extremely high outliers which distorted the normal distribution, so they were removed. Their presence, however, again could imply a facility's impact. An outlier was detected in dataset *1D*, but it was not removed, since it was not an extreme value and the dataset already followed a normal distribution.

Some general statistics from these datasets is presented in Table 4.

Table 4. Some general statistics for ^{226}Ra in sediments datasets.

Sampling-point	Number of results ^a	Non-detects	Mean (mBq/g)	Median (mBq/g)	KM Mean ^b (mBq/g)	Distribution ^c
1U	8 (1)	0	35.7	34.7	na	Normal
1D	9	0	34.7	34.1	na	Normal
2U	9	1	33.2	31.8	31.2	Normal
2D	17	2	36.2	33.3	33.8	Normal
3U	11	4	31.8	30.7	28.6	Normal
3Da	5	0	27.1	27.8	na	Normal
3Db	16 (2)	3	43.2	40.6	38.6	Normal
R	9 (1)	0	35.6	35.3	na	Normal
4U	8	1	42.0	44.0	38.9	Normal
Wtl	10	0	30.4	29.1	na	Normal

^a Number of results with removed outliers, where applicable. Number of removed outliers in brackets.

^b Nonparametric Kaplan-Meier method for mean estimation in the presence of non-detects only.

^c Distribution followed by the dataset after outlier removal.

Slightly under 90% of all the ^{226}Ra in water results were non-detects (below detection limit values), with the exception of some of the wells for groundwater sampling. Therefore no general statistics calculations or comparison tests were carried out with these datasets.

3.4. Comparisons between sampling-points

Conclusions from the comparisons between upstream and downstream datasets as well as between upstream datasets and the wetland (as the final downstream sampling-point for all the streams) are presented in Table 5.

Table 5. Conclusions and p-values from dataset comparisons with different statistical tests.

Stream sampled	Media sampled and radionuclide analyzed	Statistical conclusion	p-Value ($\alpha = 0,1$) ^a
Stream 1	U in water	Downstream > Upstream	0.002 G – 2.8E-4 TW
	U in sediment	Downstream \leq Upstream	0.592 T
	^{226}Ra in sediment	Downstream \leq Upstream	0.573 S
Stream 1 and Wetland	U in water	Wetland > Upstream	0.002 G – 0.003 TW
	U in sediment	Wetland \leq Upstream	0.697 G – 0.698 TW
	^{226}Ra in sediment	Wetland \leq Upstream	0.959 S
Stream 2	U in water	Downstream > Upstream	0.002 G – 0.003 TW
	U in sediment	Downstream \leq Upstream	0.359 G – 0.349 TW
	^{226}Ra in sediment	Downstream \leq Upstream	0.363 G – 0.445 TW
Stream 2 and Wetland	U in water	Wetland > Upstream	5.5E-4 G – 9.1 E-4 TW
	U in sediment	Wetland \leq Upstream	0.296 G – 0.339 TW
	^{226}Ra in sediment	Wetland \leq Upstream	0.533 G – 0.448 TW
Stream 3	U in water	Downstream a \leq Upstream	0.463 G – 0.369 TW
	U in sediment	Downstream a \leq Ups.	0.500 G – 0.657 TW
	^{226}Ra in sediment	Downstream a \leq Upstream	0.523 G – 0.395 TW
Stream 3	U in water	Downstream b > Upstream	0.024 G – 0.056 TW
	U in sediment	Downstream b > Upstream	0.002 WMW
	^{226}Ra in sediment	Downstream b > Upstream	0.069 G – 0.095 TW
Stream 3 and Runoff	U in water	Downst. b >or \leq Downst. a	0.039 G – 0.130 TW
	U in sediment	Downst. b > Downst. a	0.014 G – 0.016 TW
	^{226}Ra in sediment	Downst. b >or \leq Downst. a	0.056 G – 0.120 TW
Stream 3 and Runoff	U in water	Runoff > Downstream a	5.3E-5 G – 5.0E-5 TW
	U in sediment	Runoff > Downstream a	0.010 G – 0.011 TW
	^{226}Ra in sediment	Runoff > Downstream a	0.020 T
Stream 3 and wetland	U in water	Runoff > Downstream b	1.2E-4 G – 1.6E-5 TW
	U in sediment	Runoff > Downstream b	0.020 WMW
	^{226}Ra in sediment	Runoff \leq Downstream b	0.649 WMW
Stream 3 and wetland	U in water	Wetland > Upstream	0.002 G – 0.004 TW
	U in sediment	Wetland \leq Upstream	0.186 T
	^{226}Ra in sediment	Wetland \leq Upstream	0.286 G – 0.179 TW
Stream 4 and wetland	U in water	Wetland > Upstream	1.7E-5 G – 1.7E-6 TW
	U in sediment	Wetland > Upstream	0.038 G – 0.042 TW
	^{226}Ra in sediment	Wetland \leq Upstream	0.909 G – 0.806 TW

^a G = Gehan test; TW = Tarone-Ware test; T = Student's *t* test; S = Welch-Satterthwaite's *t* test;

WMW = Wilkinson-Mann-Whitney test.

Uranium in datasets from ground-water sampling wells were also compared using the same tests as for streams. Comparisons among W1, W2, W3, however, were carried out using the two tailed form, since the wells are located near each other. Comparisons among W4, W5, W6 and W7, as well as comparisons between W1, W3 and W5, W4, were carried out using form 1. The conclusions from these comparisons are presented in Table 6, showing which wells have statistical higher media values.

Table 6. Results of comparisons between U in water datasets from groundwater sampling wells.

Dataset	W1 = W2 = W3 = W4 = W5 > W6 > W7
p-values for Gehan test	0.854 0.804 0.924 0.245 ^a 7.6E-5 0.009
p-values for Tarone-Ware test	0.879 0.734 0.962 na 1.3E-5 0.005

^a For this comparison, only the parametric Welch-Satterthwaite's *t* test was used, since both datasets presented no non-detects and followed a normal distribution.

It is important to point out that all the above comparisons were also carried out including the outlying values initially removed from the datasets (as well as removing the outliers that were detected but not removed), reaching similar conclusions.

4. CONCLUSIONS

Even though some statistical differences between upstream and downstream values may suggest a possible influence from the facility, it is pointed out that the highest mean values obtained from the reviewed databases fall well within the natural values for U and ^{226}Ra in soils and for U in drinking water reported by UNSCEAR [6]. Also, water results from the reviewed sample-points are lower than the guidance level values for U and Ra in drinking water provided by the World Health Organization [7].

The tests presented here provide more conclusive information regarding the usefulness of sampling-points, particularly when the presence of outliers and left-censored data make it difficult to draw conclusions from raw data at first sight. Care needs to be taken to comply with all testing assumptions in order to obtain reliable results.

Stream 3 and the runoff course discharging into it have shown to provide the most useful information. More sampling-points should be added to this stream and any other runoff discharging into it.

Upstream and downstream comparisons presented the same conclusions for streams 1 and 2. There seems to be no need for sampling both of them, and at least one of them should be replaced by a closer stream, if possible.

Stream 4 should be sampled also downstream before deciding its usefulness as a sampling point.

The wetland should be kept as a sampling-point, but other streams discharging into it and not related to the facility should also be sampled before they reach it.

Wells near the facility are important, and newer neighbouring wells should be sampled, if possible, before deciding if any should be discarded. Some of the farthest wells (W6 or W7) could be discarded.

The results presented here cannot be used for evaluating environmental impact. The conclusions obtained from this work are intended to be used for further improvement of the ARN's monitoring plan.

REFERENCES

- [1] Helsel DR, Hirsch RM. Statistical methods in water resources. 1992. Studies in environmental science vol 49. Elsevier Amsterdam. 522 pp. ISBN 978-0-444-88528-9.
- [2] Singh A, Singh AK. ProUCL version 5.0.00 Technical guide. 2013. EPA/600/R-07/41. USEPA Washington. 274 pp.
- [3] Helsel DR. Nondetects and data analysis: Statistics for censored environmental data. 2005. Statistics in practice. John Wiley & Sons. New Jersey. 250 pp. ISBN 0-471-67173-8.
- [4] Singh A, Maichle R. ProUCL version 5.0.00 user guide. 2013. EPA/600/R-07/041. USEPA Washington. 226 pp.
- [5] United States Environmental Protection Agency. Data Quality Assessment: Statistical Methods for Practitioners. EPA/240/B-06/003. USEPA, Washington, (2006). 199 pp.
- [6] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Sources and Effects of Ionizing Radiation. Volume I: Report to the General Assembly with Scientific Annexes. Annex B: Exposures of the Public and Workers from Various Sources of Radiation. UNSCEAR 2008 Report. United Nations sales publication E.10.XI.3. United Nations, New York, 2008. ISBN 978-92-1-142274-0.
- [7] World Health Organization. Guidelines for Drinking-Water Quality, 4th edition. 2011. WHO. Geneva. 541 pp.

Radon Measurements in Argentina

Bonetto, J.P.; Lopez, F.O. and Canoba, A.

RADON MEASUREMENTS IN ARGENTINA

Bonetto, J.P.¹; Lopez, F.O. and Canoba, A.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

The Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) is the institution in charge of the regulation and control of the nuclear activity in Argentina. It has its own radiochemical, biological and physical laboratories to provide support to perform some of its duties. The Radon Measurement Laboratory is one of such laboratories, specializing in radon measurements and its dose assessment.

Scintillation cells (Lucas Cells) and solid state nuclear track detectors (Makrofol) were the first radon techniques used by the laboratory for dose estimation in uranium mining workers and for measurement of radon concentration at dwellings in the vicinity of mining and processing facilities. Activated charcoal adsorption containers started being used for radon exhalation rate measurement with gamma spectrometry.

Later on, the laboratory implemented a technique based on activated charcoal adsorption with liquid scintillation measurement for short-term screening purposes, while nuclear track detectors were used for integrated assessment, incorporating CR-39 as an additional material. Electrets and continuous monitors were also acquired. To determine indoor radon levels along the country, a nationwide radon in dwellings survey was performed. Up to date, more than 3000 measurements were obtained. Methodologies for the determination of attached and unattached fractions of short-lived radon decay products were also developed to perform better calculations of the equilibrium factor and achieve more accurate dose estimations.

ARN has adopted international standards regarding radon occupational exposure and radon concentration in dwellings into its normative.

Although ARN is not the competent authority in relation to NORM issues, workers exposure to NORM in oil and gas facilities, non-uranium underground mines, tourist caverns and thermal spas has been addressed through a survey project which involved measurements of gamma dose rate, radium and uranium concentration in water and effluents, and radon concentration in air and water.

The laboratory is currently aimed at regulatory verification of the environmental impact of nuclear fuel cycle facilities, specifically uranium mining and processing sites. Radon concentration in air at the sites' perimeters is being measured and compared to indoor and outdoor radon concentration in the surrounding dwellings. A Radosys RSV8 radon measurement system was acquired in 2012 to carry out the above mentioned routine measurements.

Keywords: Radon measurements, Radon exhalation rate, Radon in dwellings, environmental monitoring.

¹ Corresponding author E-mail: jbonetto@arn.gob.ar

INTRODUCTION

Radon measurements

The Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) was born out of the National Law for Nuclear Activities enacted in 1997, to be in charge of the regulation and control of the nuclear activity in Argentina, as an independent body, in relation with radiological and nuclear safety, physical protection and safeguards. Initially, it was the Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) the organization in charge of the nuclear activity in the country, including radiation protection and safety issues.

To perform some of its duties, ARN has several radiochemical, physical and biological laboratories. One of these laboratories is the Radon Measurement Laboratory, focused on radon measurement and the corresponding (effective) dose assessment.

Around the late eighties, the radon laboratory adapted a 1 m³ acrylic glove-box to function as a radon reference chamber, where controlled conditions of temperature, humidity and radon concentration can be kept. The different radon detectors are verified in this chamber.

For radon detection, the laboratory began using scintillation cells (Lucas Cells) [1], as seen on Figure 1, and solid state nuclear track detectors (Makrofol) [2] to measure indoor radon concentration in dwellings near uranium mining and/or processing facilities within the country, particularly those facilities which were more closely surrounded by population. Also some occupational measurements were made in uranium mines and other nuclear fuel cycle facilities. Radon exhalation rate measurements on tailings were performed as part of the regulatory control of uranium mines, using a technique described by Countess [3].

By the mid-nineties, the laboratory implemented a technique based on activated charcoal adsorption with liquid scintillation measurement [4], which became very useful for short-term screening measurements. An activated charcoal vial can be seen in Figure 2. For better dose assessment, however, nuclear track detectors were used, as they allow for longer time-integrating measurements. CR-39 detectors (in a KfK holder, as shown on Figure 3) began subsequently to be also used for this purpose [5].

Radelec's E-Perm system for radon concentration in air was acquired by the late nineties, both for short and long-time measurements [5]. An example of a short term measurement electret and ionization chamber is presented in Figure 2. Also a continuous radon monitor (Sun Nuclear model 1027) was incorporated to the laboratory for recording indoor radon daily variations.

To further increase its measurement capabilities, the laboratory acquired a Radosys RSV8 radon measurement system in 2012, which can be seen in Figure 4.

With the objective of assessing radon exposure in different cities of the country radon measurements in dwellings were carried out. Also the equilibrium factor was assessed in order to calculate the corresponding effective doses more precisely. Big Cup detectors with Makrofol, as shown in Figure 3, were used for equilibrium factor estimation, a methodology developed by the laboratory [7]. Up to date, over 3000 measurements in dwellings have been carried out along the country [8].

Currently, radon measurements are focused on regulatory measurements at uranium mining and processing sites and dwellings nearby these installations.

Figure 1. Lucas Cells with Ludlum Flask Counter and Ratemeter



Figure 2. Short term electret and ionization chamber configuration (SST), and Scintillation glass vial with activated charcoal

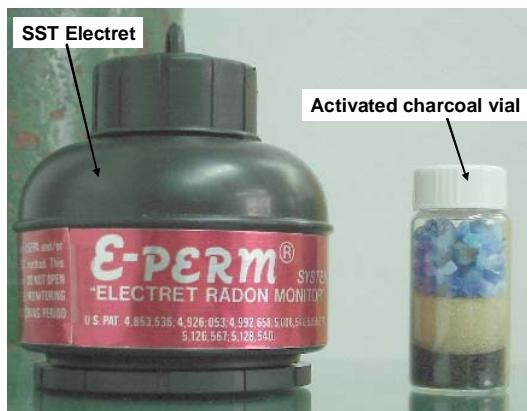


Figure 3. “Big Cup” chamber with Makrofol, and KFK with CR-39 detector

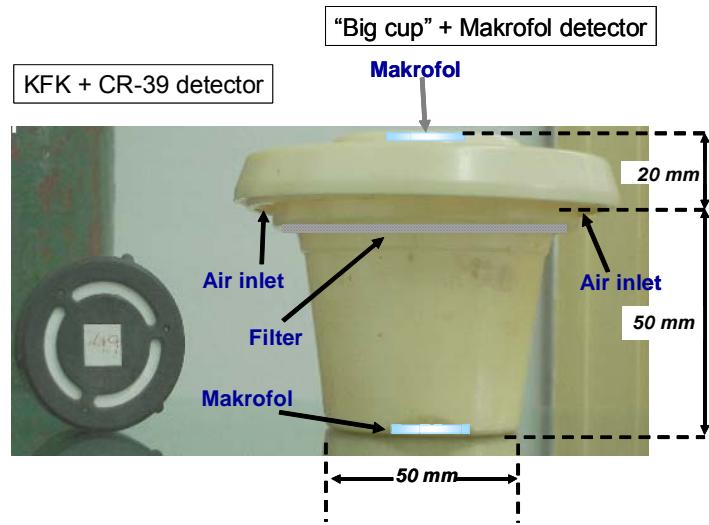


Figure 4. Radosys RSV8 system



Norm assessment

Although ARN is not the competent authority regarding NORM regulation, personnel of the Radon Measurements Laboratory carried out a NORM survey project a few years ago. Workers exposure to NORM in the oil and gas industry, non-uranium underground mines, tourist caverns and in thermal spas was assessed. The survey involved measurements of gamma dose rate in air, uranium and thorium radionuclides decay chain concentration measurements in waters, sludges and scales, and radon concentration in air and waters.

The objective of this paper is to make a recollection of the radon laboratory activities since its beginnings, presenting the relevant results obtained, and introducing results from monitoring the facilities' perimeter and neighboring dwellings, obtained with the Radosys measurement system.

RESULTS AND DISCUSSION

Radon concentration in dwellings

Cities throughout the country were chosen as representatives of different geological areas. The majority of the dwellings were built with bricks or concrete. Rooms with higher occupancy factors were chosen for the detectors' exposure. Construction materials and detector's location were registered. Results from measurements in dwellings taken from 1983 to 2011, with the different methods used (Makrofol, CR-39, SST electrets and activated charcoal) are presented in Table 1.

Table 1. Average Rn-222 concentration in dwellings per province in Argentina.

Province	Average Rn-222 concentration (Bq·m ⁻³)	Max	Number of measurements	Measurement method ^a
Mendoza	49	542	1284	1,2,3,4
Corrientes	48	287	109	1
Buenos Aires	33	369	464	1,2,3,4
Chaco	49	138	35	1
Santa Fe	32	119	61	1
San Luis	42	298	228	1, 3, 4
Chubut	68	627	386	1,3,4
Sant. del Estero	27	82	80	1
Rio Negro	35	81	73	1,4
Córdoba	58	358	369	1,4
Entre Ríos	79	137	17	4
Tierra del Fuego	28	67	27	4
Salta	62	207	17	4
Santa Cruz	101	186	20	4
Argentina	46 (weighted)		3170	

^a 1- Makrofol, 2- SST Electrets, 3- Activated charcoal, 4- CR-39.

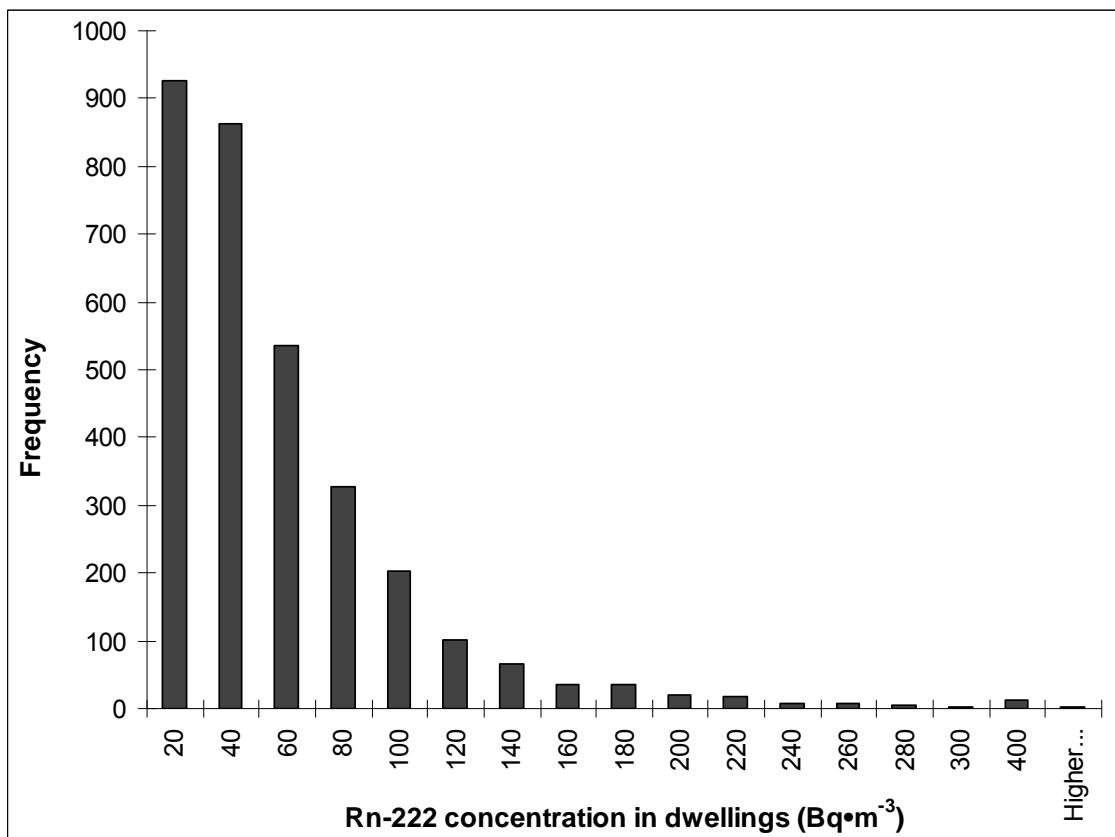
Of the 3170 measurements, very few were above 100 Bq/m³, while only 3 of them were higher than the recommended level adopted by ARN regulation of 400 Bq/m³.

Those dwellings with the highest radon concentration values were reevaluated. No radon prone areas have been detected so far.

During the survey, 222 of the dwellings were sampled with the Makrofol/Big Cup technique for estimating the equilibrium factor F. The average value obtained was 0.37. Therefore, an assumed equilibrium factor of 0.4 [9] was considered to be adequate.

A histogram is presented in Figure 5, for a better visualization of the results.

Figure 5. Frequency of Radon concentrations found in dwellings in Argentina



Rn exhalation rate measurements in uranium mine-tailings

Radon exhalation rates are measured in 8 different facilities: Facility A is an operating uranium dioxide conversion plant with a small decommissioned tailings area as a result of old experimental uranium extraction activities. It is located within the city and surrounded by population, so exhalation measurements are routinely performed every year since 1997 (twice or thrice a year until 2005). Facility B is a mining/milling facility that ceased operating almost 20 years ago but is kept ready for resuming operations when needed. Routine measurements started in 1995 and are generally performed every two years. Facility C is a closed milling facility undergoing restoration activities. It is also located inside the city limits so measurements were initially performed thrice a year since 1995, and currently once a year. Facilities D, E, F, G and H are all closed mining/milling facilities at different stages of decommissioning. They are placed far from populated areas and are routinely measured every 5 years.

In all cases measurements comprise approximately 40 individual measurements (cans with activated charcoal) distributed over the tailings following a grid layout. Individual measurements are averaged for each facility.

The objective of these measurements is to verify that actions taken for stabilization and isolation of the tailings remain adequate through time. Also as remedial actions are planned for the closed sites, results from future tailings monitoring programmes can be compared with these values to verify the effectiveness of the remedial actions applied.

Results are presented in the following Figures 6 to 13.

Figure 6. Radon exhalation rate in facility A from 1997 to 2012.

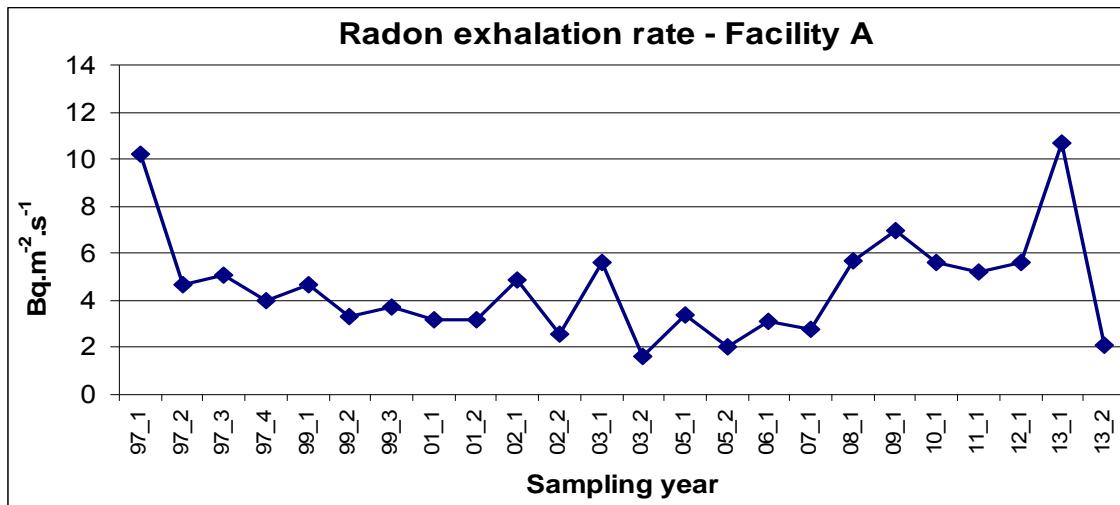


Figure 7. Radon exhalation rate in facility B from 1995 to 2012.

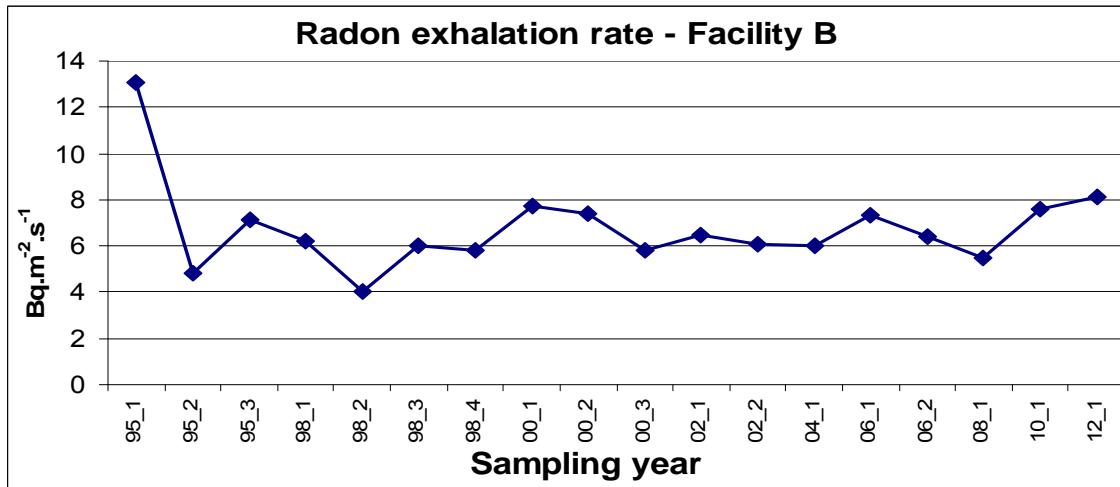


Figure 8. Radon exhalation rate in facility C from 1997 to 2013.

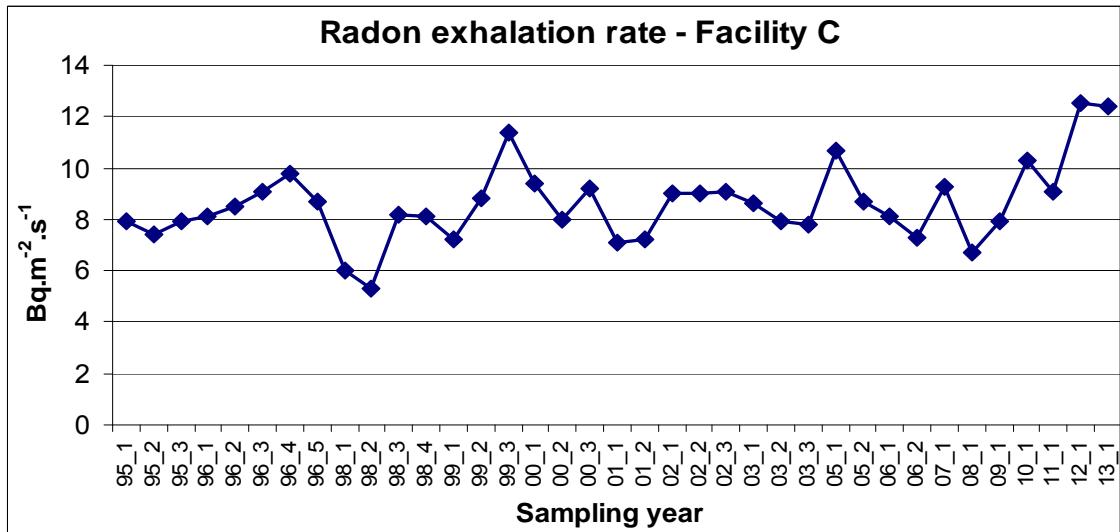


Figure 9. Radon exhalation rate in facility D from 1996 to 2010.

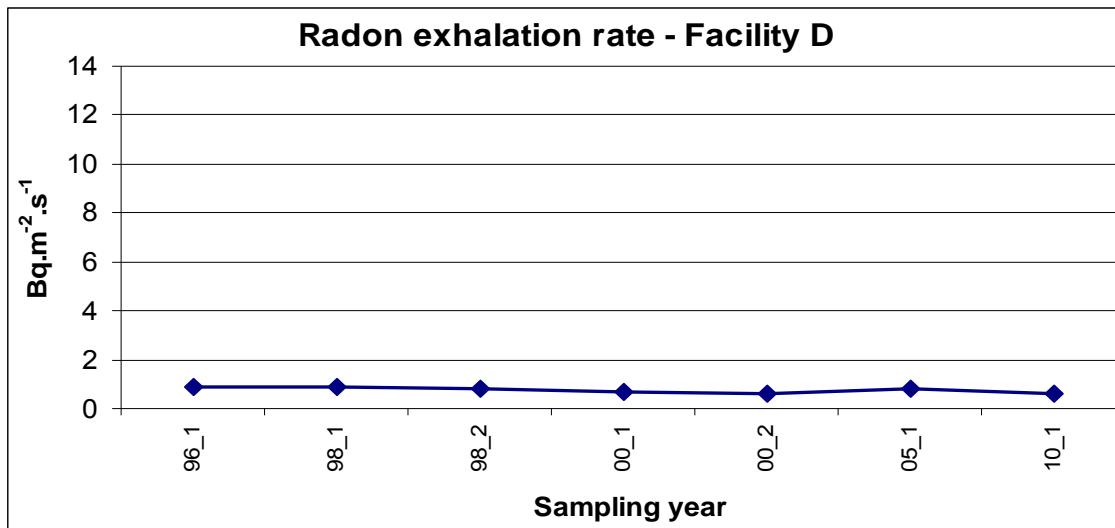


Figure 10. Radon exhalation rate in facility E from 1996 to 2012.

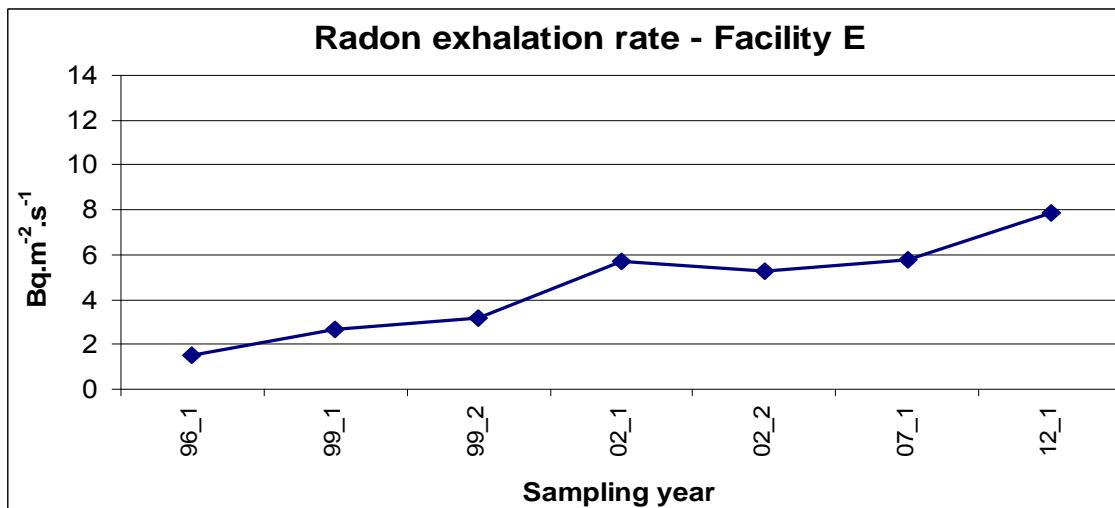


Figure 11. Radon exhalation rate in facility F from 2003 to 2013.

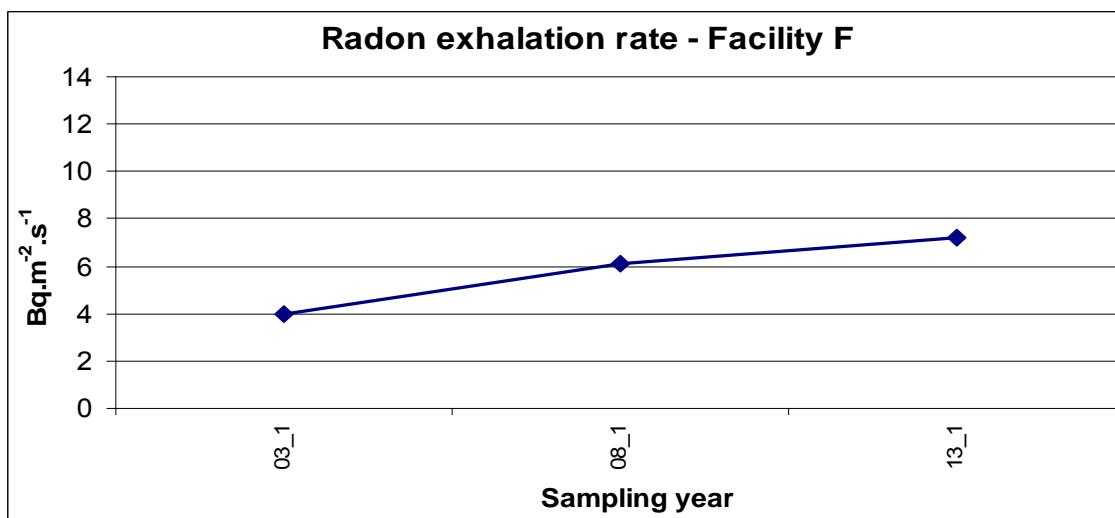


Figure 12. Radon exhalation rate in facility G from 1996 to 2012.

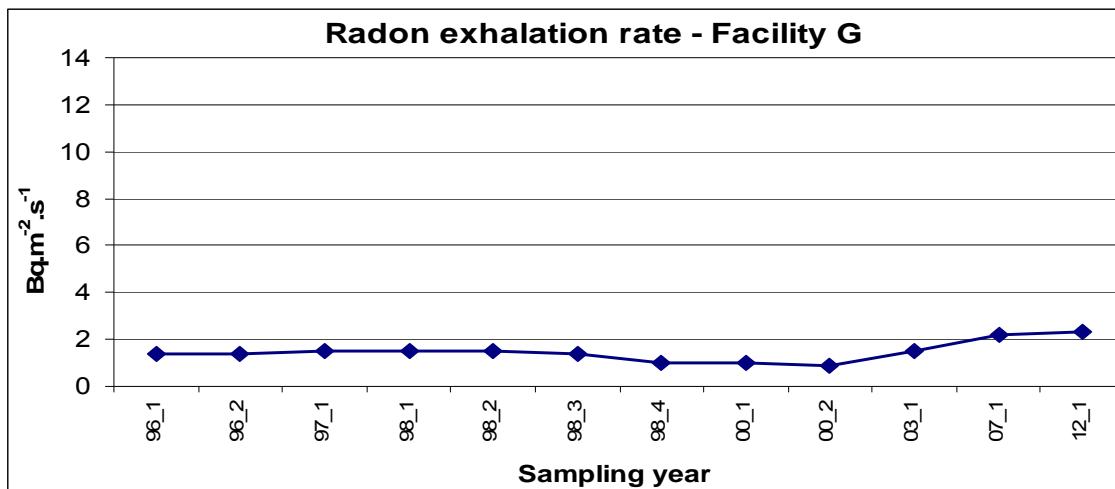
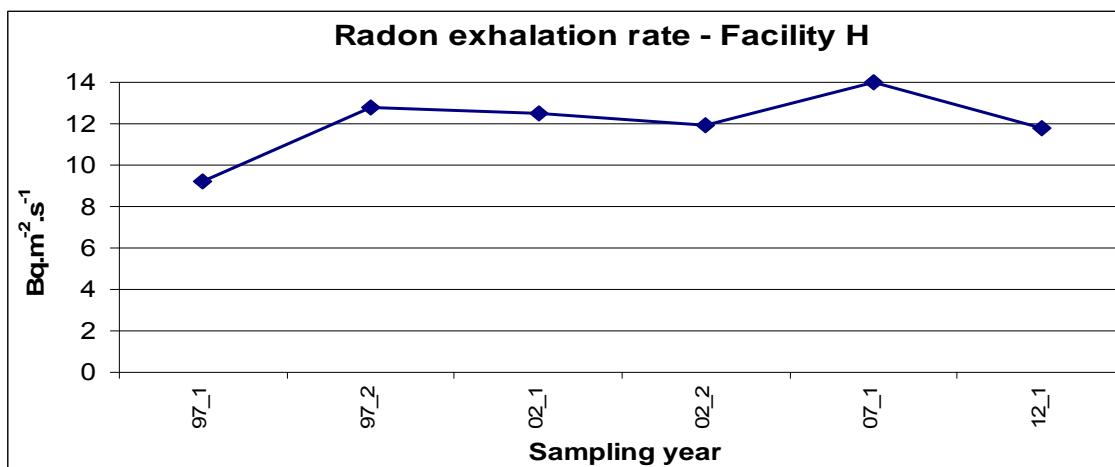


Figure 13. Radon exhalation rate in facility H from 1997 to 2012.



Radon exhalation values have remained relatively constant through the years in most of the tailings, considering the short duration of the measurements and the variations in soil moisture content for each measuring event. Facility C is undergoing a restoration process which involves removing and transporting the tailings to a nearby location selected and conditioned for encapsulating them. Increasing values in facility E have not been accounted for yet, and more data is required for a better evaluation.

Radon in air measurements in uranium mining and/or processing facilities' perimeters and surrounding dwellings

CR-39 or Radosys detectors were placed in several points surrounding a facility's perimeter. A similar amount of dwellings were selected, if available, surrounding the facility and two detectors were assigned to each dwelling, one for indoor measurement and the other for outdoor measurement. Sampling is carried out according to ISO guidance [10]. All detectors are exposed at the same time for approximately 4 to 6 months. While indoor values can be used for evaluating dwellers exposure, outdoor measurements can be compared with perimeter measurements and among each other.

Four facilities have so far been routinely measured: Facilities A, B, C and D, as described previously in ^{222}Rn exhalation rates measurements. Perimeter measurements have been carried out routinely since 2010. For the first two years, several sampling points have been surveyed and their usefulness evaluated before selecting the more appropriate ones. All of the sites have different extensions and geography so that in facilities B and D, for example, access to the adequate locations is not always achieved. In the following tables 2 to 5, results are presented for the last two years measurements, which were carried out with Radosys detectors. Sampling points are to be repeated whenever possible.

Table 2. Radon concentration in perimeter and dwellings surrounding facility A.

Facility A – Radon in air ($\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$)*							
Sampling point	2012	2012	2013	Sampling point	2012	2013	
P1	73	33	107	D1	In	66	45.0
P2	72	30	128		Out	41	46.9
P3	98	64	195	D2	In	Na	233
P4	66	33	56.3		Out	Na	66.7
P5	18	14	54.2	D3	In	Na	166
P6	Na	27	63.7		Out	Na	97.6
P7	83	Na	108	D4	In	Na	84.2
P8	31	23	59.0		Out	Na	91.5
P9	10	11	27.3	D5	In	Na	17.9
P10	27	<DL	17.9		Out	Na	19.2
P11	21	15	39.3	D6	In	Na	95.5
P12	28	19	22.6		Out	Na	15.0
P13	30	27	41.0	D7	In	Na	Na
P14	20	21	36.4		Out	Na	Na
P15	38	23	79.6	D8	In	27	58.7
P16	69	<DL	142		Out	<DL	32.1
P17	109	73	158	D9	In	Na	36.3
P18	160	111	230		Out	Na	16.7

P = Perimeter; D = Dwelling; Na = Not available; DL = Detection Limit: 9 $\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$

* Uncertainty: 20% with K=2

Table 3. Radon concentration in perimeter and dwellings surrounding facility B.

Facility B – Radon in air ($\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$) [*]					
Sampling point	2012	2013	Sampling point	2012	2013
P1	53	23.3	D5	In	Na
P2	438	283		Out	<DL
P3	12	<DL	D6	In	15
P4	18	<DL		Out	9.4
D1	In	35	D7	In	32
	Out	<DL		Out	<DL
D2	In	79	D8	In	66
	Out	<DL		Out	<DL
D3	In	Na	D9	In	31
	Out	<DL		Out	<DL
D4	In	52	D10	In	72
	Out	16.1		Out	<DL

P = Perimeter; D = Dwelling; Na = Not available; DL = Detection Limit: 9 $\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$

* Uncertainty: 20% with K=2

Table 4. Radon concentration in perimeter and dwellings surrounding facility C.

Facility C – Radon in air ($\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$) [*]					
Sampling point	2012	2013	Sampling point	2012	2013
P1	424	831	D5	In	38
P2	67	224		Out	Na
P3	33	78.5	D6	In	20
P4	<DL	63.7		Out	Na
P5	28	24.3	D7	In	28
P6	57	65.4		Out	6
P7	<DL	12.3	D8	In	Na
P8	13	<DL		Out	<DL
D1	In	Na	D9	In	Na
	Out	Na		Out	<DL
D2	In	128	D10	In	22
	Out	71		Out	Na
D3	In	Na	D11	In	20.4
	Out	17.0		Out	Na
D4	In	Na	D12	In	11.3
	Out	<DL		Out	Na

P = Perimeter; D = Dwelling; Na = Not available; DL = Detection Limit: 9 $\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$

* Uncertainty: 20% with K=2

Table 5. Radon concentration in perimeter and dwellings surrounding facility D.

Facility D – Rn in air ($\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$)*					
Sampling point	2012	2013	Sampling point	2012	2013
P1	Na	17.0	D1	In	68
P2	<DL	<DL		Out	14
P3	19	<DL	D2	In	48
P4	Na	<DL		Out	16
P5	Na	32.2	D3	In	50
P6	Na	13.5		Out	<DL
P7	Na	19.4	D4	In	Na
P8	Na	<DL		Out	27.0
P9	Na	10.5	P = Perimeter; D = Dwelling; Na = Not available; DL = Det. Limit: 9 $\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$		
P10	15	9.9			

* Uncertainty: 20% with K=2

These results correspond to the first stage of measurements. In a first assessment, all the results obtained are below the reference level for radon in dwellings. Further analysis is being performed taking into account other parameters such as wind direction and linear distance from the sampling points to the sources.

NORM ASSESSMENTS

The facilities' description, measurements and conclusions of the survey project are described in detail in Canoba 2012 [11] and Gnoni *et al* 2008 [12];

In this work, only values of radon gas in different NORM industries and natural places are presented.

Underground mine

Radon gas in air was measured at different locations inside a gold and silver mine, including all the galleries (Points 1–10). Measurements were taken using the activated charcoal technique. The results are shown in Table 6.

Table 6. Radon gas concentrations in air of the underground mine surveyed

Sampling point	Radon gas concentration* (Bq·m ⁻³)
1	1840
2	3460
3	8200
4	1280
5	180
6	8200
7	6240
8	12900
9	145
10	150

* Uncertainty: 10% with K=2 (K, numerical factor used to convert the combined standard uncertainty in expanded uncertainty).

At Points 1, 2, 3, 4, 6, 7, and 8, the radon gas concentrations were above the internationally agreed reference level established for workplaces (1000 Bq/m³) [13, 14, 15].

Gas facilities

In the following table radon gas values measured with Lucas Cells in 3 different gas facilities are presented.

Table 7. Radon concentrations in different gas streams at gas facilities E, F and G.

Facility	Radon gas concentration (Bq·m ⁻³)	Sampling point
E	1800 ± 300	Ethane + CO ₂
F	340000 ± 30000	Tower top (propane 18% - propylene 75%)
G	63000 ± 5000	Tower top (propane 18% - propylene 75%)

Tourist cavern

Radon gas concentration was screened in a tourist cavern with activated charcoal vials, followed by time-integrated CR-39 measurements. Equilibrium factor (F) between radon and its daughters was also measured with Makrofol. The results are presented in Table 8.

Table 8. Radon gas concentrations in air of a tourist cavern

Sampling point	Activated charcoal detector (Bq·m ⁻³)	Track etched detectors* (Bq·m ⁻³)
A	2830 ± 260	2297
B	960 ± 90	761
C	1220 ± 110	1494
D	1180 ± 110	903
E	Detector lost	1317
F	1060 ± 100	1168
G	1250 ± 110	1084
H	Detector lost	1126
I	430 ± 40	424
J	920 ± 80	1017
K	400 ± 40	792
L	400 ± 40	707
LL	250 ± 20	482
M	220 ± 20	435
N (Entry)	116 ± 10	321

Equilibrium factor ranged between 0.3 and 0.6

*Uncertainty: 20% with K=2

Sampling points A, C, E, F, G, H and J, presented radon concentration values well above the reference level value established for workplaces [13, 14, 15]. Dose to workers will depend on time spent by the guides in each sampling point during each visit to the caver, and on number of visits per year.

Spas and related health resorts

A total of 10 thermal spas were evaluated in a two-year span of time. Radon concentration in air was measured by placing detectors at different locations of each thermal spa. Results from thermal spa 1 are shown in Table 9, and results from thermal spas 2 to 10 are shown in Table 10.

Table 9. Radon concentration in air at thermal spa 1

Sampling points	Rn-222 (Bq·m ⁻³)	Rn-222 (Bq·m ⁻³)
	Activated charcoal	CR-39
Health office	140 ± 15	120 ± 25
Bath A	1540 ± 170	1100 ± 200
Office bath A	490 ± 50	373 ± 70
Corridor bath B	300 ± 30	68 ± 15
Bath C	205 ± 20	414 ± 80
Corridor bath C	305 ± 30	254 ± 50
Bath D	770 ± 80	Detector lost
Bath D, sulphurous water	861 ± 90	877 ± 160
Corridor bath D	177 ± 20	113 ± 20
Bath E	854 ± 90	1755 ± 340
Corridor bath F	600 ± 60	459 ± 90

Table 10. Radon concentration in air at thermal spas 2 to 10, with CR-39 detectors.

Thermal spa	Sampling location	Rn-222 (Bq·m⁻³) * CR-39
2	Jacuzzi	199
	Emergency room	84
	Indoor swimming pool	87
3	Emergency room	35
	Indoor swimming pool	72
4	Women's locker room	45
	Medical office	21
5	Jacuzzi	29
6	Women's locker room	179
	Indoor/outdoor swimming pool	114
7	Outdoor swimming pool	107
	Dining room	91
8	Men's locker room	82
	Indoor swimming pool	89
	Men's locker room	175
9	Jacuzzi	45
10	Emergency room	69

*Uncertainty: 20% with K=2

In order to assess the maximum dose that a worker may receive from inhalation of radon gas, the highest value measured (1755 Bq·m⁻³ at Thermal Spa 1) was considered. Although this value is above the corresponding reference level, since workers only work in this place for 6 months each year (as it is covered with snow for the other 6 months), the annual effective dose was calculated with a spent time of 1000 h. The annual effective dose calculated was 6 mSv/y.

CONCLUSIONS

The Radon Measurement Laboratory of ARN has the capabilities for measuring Radon concentration in air, with different techniques, as well as radon exhalation rate. These measurement capabilities are adequate for performing radon measurements in dwellings and regulatory monitoring associated with nuclear fuel cycle facilities.

Regarding radon in dwellings, of the 3170 measurements performed, only isolate cases were above 100 Bq·m⁻³, while only 3 dwellings were higher than the recommended level adopted by ARN regulation of 400 Bq·m⁻³. This recommended value will be on line with new ICRP/BSS recommendations in the near future revision.

Regarding radon exhalation rate measurements from tailings the values have remained relatively constant through the sampling period in most of the tailings.

In relation with radon in air measurements in the dwellings in the surrounding of uranium facilities, all the values remain below the ARN regulation of 400 Bq/m³.

For norm measurements, in the underground mine and tourist cavern, several sampling points had radon gas concentrations above the internationally agreed reference level established for workplaces (1000 Bq/m³). Actions were recommended in order to reduce the concentration of radon below the reference level, and also to ensure that protection has been optimized.

The maximum annual effective dose calculated in the thermal spas from radon inhalation was below the reference dose criteria (10 mSv/y).

In the case of radon gas measurements in gas facilities, it was confirmed that radon concentrates in ethane and propane flows. The possibility of gas inhalation should be taken into account during inspection, repair, or maintenance activities, as the gas is confined in the pipes and vessels with no risk to workers in normal operation.

In environments that are conducive to the build-up of radon in air, particularly in underground sites, exposure of workers is the principal cause for concern. In the case of the mine, the facility was advised to improve the ventilation system. In the case of the cavern, there is a need to ensure that activity concentrations of Rn-222 in the workplace are below the reference level, and protection is optimized. Both exposure situations need to be kept under review.

Acknowledgments

The authors wish to thank current and former members of the Radon Measurements Laboratory of the ARN: Graciela Franco, Gabriela Gnoni, Mariela Czerniczyniec and Miguel Palacios.

REFERENCES

- [1] Lucas HL (1957) Improved low-level alpha-scintillation counter for Radon. Rev Sci Inst. 28:680.
- [2] Al Najjar SAR, Oliveira A, Priesch E (1989) Extension of the alpha particle energy range in polycarbonate using multiple step chemical and/or electrochemical etching. Rad Prot Dos Vol 27:5-7.
- [3] Countess RJ (1976) Measurements of Rn-222 Flux with Charcoal Canisters. Health Phys 31:455-456.
- [4] López FO, Canoba AC, Oliveira AA (1999) Radon determination by activated charcoal adsorption and liquid scintillation measurement. J Radioanal Nucl Chem 240:237-241.
- [5] Urban M (1986) Passive one-element track etch dosimeter for simultaneous measurement of radon, thoron and decay products in air. Intl J Rad Appl Instr Part D. Nuclear Tracks and Radiation Measurements 12:685-688.

- [6] Kotrappa P, Dempsey JC, Ramsey RW, Stieff LR (1990) A practical E-PERM (Electret Passive Environmental Radon Monitor) system for indoor ^{222}Rn measurement. *Health Phys* 58:111-115.
- [7] Lopez FO, Canoba AC (2003) Passive method for the determination of the equilibrium factor between ^{222}Rn gas and its short period progeny. *J Radioanal Nucl Chem* 258:269-274.
- [8] Gnoni GA, Canoba AC, Czerniczyne M (2008). ^{222}Rn measurement of dwellings in Argentina. In: Proceedings of the 12th International Congress of the International Radiation Protection Association. 19-24 October 2008. Buenos Aires. <http://www.foroiberam.org/>. Accesed 02 May 2014.
- [9] ICRP Publication 65 (1993) Protection against radón-222 at home and at work. *Annals of the ICRP*, 23 (2).
- [10] International Organization for Standardization. 2012. ISO/FDIS 11665-4 Measurement of radioactivity in the environment – Air: radon-222 - Part 1: Origins of radon and its short-lived decay products and associated measurement methods. Final Draft.
- [11] Canoba AC (2012) NORM survey in Argentina. *Annals of the ICRP* 41:352-367
- [12] Gnoni G, Czerniczyne M, Palacios M (2008) Radionuclide activity concentrations in spas of Argentina. In: Proceedings of the 12th International Congress of the International Radiation Protection Association. 19-24 October 2008. Buenos Aires. <http://www.foroiberam.org/>. Accesed 02 May 2014.
- [13] IAEA (2003) Radiation Protection against Radon in Workplaces other than Mines, Safety Report Series N° 33. International Atomic Energy Agency. Vienna.
- [14] ICRP Publication 103 (2007) The 2007 recommendations of the International Commission on Radiological Protection. *Annals of the ICRP*, 37 (2-4).
- [15] IAEA (2011) Radiation protection and safety of radiation sources: International basic safety standards. General safety requirements N° GSR Part 3 (Interim). International Atomic Energy Agency. Vienna.

Flt3 Ligand: Stem/Progenitor Cell Factor - Biomarker for Early Diagnostic Assessment in Radiation Mass Casualties

Di Giorgio, M; Radl, A.; Sapienza, C.; Fadel, A.M.; Chebel; G.;
Di Loreto, V.; Balbaryski, J.; Aymard, A. and Oneto, A.

Presentado en: International Experts' Meeting on Radiation Protection after
the Fukushima Daiichi Accident.
Viena, Austria, 17 al 21 de febrero de 2014

FLT3 LIGAND: STEM/PROGENITOR CELL FACTOR - BIOMARKER FOR EARLY DIAGNOSTIC ASSESSMENT IN RADIATION MASS CASUALTIES

¹Di Giorgio, M; ¹Radl, A.; ¹Sapienza, C.; ²Fadel, A.M.; ²Chebel; G.; ³Di Loreto, V.;
³Balbaryski, J.; ³Aymard, A. and ³Oneto, A.

¹ Nuclear Regulatory Authority
² General de Agudos Dr. Carlos Durand Hospital
³ TCba, Salguero Laboratory.
Argentina

The requirement for prompt evaluation of radiation injury in mass casualties has encouraged the search of appropriate biomarkers for early diagnostic assessment. The use of multiple biodosimetry assays for radiation injury and dose assessment has acquired a new role to guide medical treatment. In mass casualties, a triage system is crucial. The current earliest-triage is based on measuring clinical signs (e.g., lymphocyte depletion kinetics) and symptoms (e.g., time-to-vomiting). New molecular, hematological and cytological biomarkers applied for the detection of radiation injuries would allow the performance of an early triage for high-throughput analysis. This strategy complements the classical approach. After the initial 48 h, scoring of the patients should be reevaluated on the basis of METREPOL (Medical Treatment Protocols for Radiation Accident Victims). This approach uses only blood-cell counts for the evaluation of hematopoietic damage and does not evaluate damage to other organs, such as the liver and the vascular compartment. As far as acute radiation syndrome prognosis and treatment is concerned, it is clinically important to assess the exposure dose and its heterogeneity to determine the existence of a residual hematopoiesis. Hematopoiesis is a life-long process responsible for replenishing both hematopoietic progenitor cells and mature blood cells from a pool of pluripotent, long-term reconstituting stem cells.

According to the radiation induced damage to the hematopoietic system, the residual hematopoiesis can be evaluated through blood-cell counts, circulating CD34+ cells, and CFU-GM [colony forming unit–granulocyte, monocyte] and BFU-E [erythroid burst-forming unit] and presently, through Flt3 ligand plasma concentration. Flt3 ligand is a marker of radiation injury in bone marrow. Its plasma concentration negatively correlates with the colony forming cells and anticipates pancytopenia (thrombocytopenia and leucopenia). Flt3 is a ligand for the FLT3 tyrosine kinase receptor and belongs to a small group of growth factors (interlukine) that regulate proliferation of early hematopoietic cells. Multiple isoforms of Flt3 ligand have been identified. The predominant form is the trans-membrane form, which is biologically active on the cell surface. Flt3 ligand binds to cells expressing the tyrosine kinase receptor Flt3. Flt3 ligand alone cannot stimulate proliferation, but synergizes with other CSFs and interleukins to induce growth and differentiation.

The objective of the present work was to assess the performance of Flt3 ligand plasma concentration as an early biomarker of radiation induced damage to the hematopoietic system and its applicability for follow-up studies and response to treatment.

As the availability of a population exposed to radiation with risk of reaching myelotoxicity threshold (2 Gy) is not easy, this study was performed using a sample of 11 patients (and 14 controls) with differentiated thyroid cancer from Carlos Durand Hospital, treated with total thyroidectomy, followed by I-131 therapy for the ablation of thyroid remnants and treatment of metastatic disease. The study was approved by the Research and Ethics Committee of the Hospital. The criteria for the inclusion of patients involve: cumulative activities: range 300 mCi to 1000 mCi, persistent/recurrent disease that would require the administration of new therapeutic doses and 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 (biological dosimetry), hematological, endocrinology (serum thyroglobulin) and Flt3 ligand plasma concentration data. The results are summarized in Table 1.

PATIENT	Blood sample	Mean Dose [Gy]	Tg [ng/ml]	Cumulative Activity [mCi]	WBC /mm ³ (4000-11000)	Erythrocytes /mm ³ (4,200,000-5,500,000)	Platelets /mm ³ (150,000-400,000)	RETIC. % (0.5-2.5)	FLT3 [pg/ml]
1	3/9/12	0.86	30	650	3820	6,120,000	159,000	1.7	3800
2	10/11/12	0.39	9	600	3050	3,880,000	174,000	-	158
3	12/11/12	1.75	124	1000	4360	4,480,000	342,000	2.6	139
4	16/11/12	1.12	1500	700	4430	4,580,000	145,000	1.4	143
1	19/11/12	1.51	30	850	4130	5,670,000	136,000	2.4	2780
5	22/11/12	1.31	12.7	950	4700	4,790,000	190,000	1.3	140
1	14/1/13		30	850	3250	5,290,000	154,000	3.1	1400
6	19/2/13	0.18	5.6	1090	7620	4,590,000	361,000	1.9	320
7	23/4/13	0.62	1885	300	4780	4,740,000	174,000	1.9	162
8	23/4/13	0.86	1500	1000	5590	4,27,000	220,000	2.5	146
9	4/6/4/13	0.57	18.2	850	5220	4,470,000	239,000	1.1	156
10	23/7/13	0.60	3.6	400	5330	4,950,000	252,000	1.7	154
11	23/7/13	0.38	<0.9	205	5370	4,91,00	165,000	1.7	320
CONTROL (n=14)					7120±400			1.1±0.5	124±20

Table 1. Parameters evaluated in 11 patients and 14 controls.

Conclusions: In the sample assessed, the risk of recurrent/persistent disease and the need for the administration of reiterative doses generated the requirement of bone marrow status knowledge to avoid reaching myelotoxicity threshold. The parameters evaluated showed in 3 out of the 11 patients, at the time of blood collection, a significant increase of Flt3 plasma ligand. For the remainder Flt3 showed values in the upper limit of the CI of control values (124±20 pg/ml), while white cell blood counts and platelets did not indicate depletion. Nevertheless, all these counts were in the lower limit of their reference values. This observation means that Flt3 anticipates cellular response as pancytopenia could be observed at about 30 to 45 days after the administrated therapeutic activity of I-131. For patient 1, who had bone metastasis, the follow-up study through Flt3 and cytogenetic studies allowed to infer the impact of the internal exposure on bone marrow response. However, it was observed a recovery (decrease in Flt3 levels) with the time elapsed, which correlated with reticulocyte increment.

Bone marrow graft rejection was observed in association with autologous recovery in victims of radiation accidents highlighting the critical need for precise evaluation of residual hematopoiesis. In this regard, the introduction of new biomarkers such as Flt3 for the evaluation of radiation bone marrow damage and follow-up of the patients would allow the prediction of hematological injury and recovery, eliciting interest in using this biomarker as a warning signal for reducing potential hematological complications in the management of radiation-accident victims and to tailor patient's treatment as the risk of inadequate hematopoietic transplantation outweighs its potential advantages.

Inflammatory Response Parameters in Cutaneous Radiation Syndrome

Dubner, D.; Molinari, A.; Rossini, A.; Michelin, S. and Portas, M.

Presentado en: International Experts' Meeting on Radiation Protection after
the Fukushima Daiichi Accident.
Viena, Austria, 17 al 21 de febrero de 2014

INFLAMMATORY RESPONSE PARAMETERS IN CUTANEOUS RADIATION SYNDROME

Dubner, D.^a; Molinari, A.^a; Rossini, A.^a; Michelin, S.^a and Portas, M.^b

^aNuclear Regulatory Authority.

^bBurns Hospital of Buenos Aires.
Argentina

Cutaneous Radiation Syndrome (CRS) is a possible complication post-radiation from accidental exposures, as has been demonstrated in numerous reported accidents and is also of concern in some settings of radiotherapy or interventional fluoroscopy procedures.

The cutaneous symptoms are based on a combination of inflammatory processes and alteration of cellular proliferation whose time course depends on several factors such as the radiation dose, individual radiation sensitivity, etc.

Up to now there is no established parameters for the follow-up of the inflammatory response leading from acute to delayed radiation skin injuries.

The involvement of cell-adhesion molecules (CAMs) in the recruitment of leukocytes from circulating blood is decisive in the inflammatory reaction and different subsets of CAMs are responsible for different steps in extravasation.

The objective of this study was to identify parameters of the ongoing inflammatory process and its usefulness as indicator of evolution and response of the patients to therapeutic treatment.

It was conducted in 30 patients with acute and 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 were evaluated

RESULTS

CAMs analysis

The analysis of CAMs revealed a higher expression of β 1 Integrin on gated lymphocytes of patients with acute and late effects as well as those in exacerbation crisis, compared to non-exposed controls (Fig 1). It was also noted a decrease in its expression value in the follow up of patients with good response to therapeutic treatment. There were no significant changes in the expression of ICAM-1, neither lymphocytes nor granulocytes.

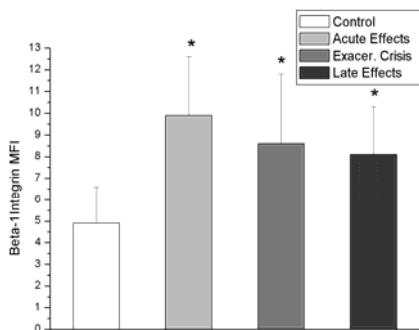


FIG. 1- Expression of β 1 Integrin as Mean Fluorescence Index (MFI) on gated lymphocytes
* $p < 0.05$ compared to control

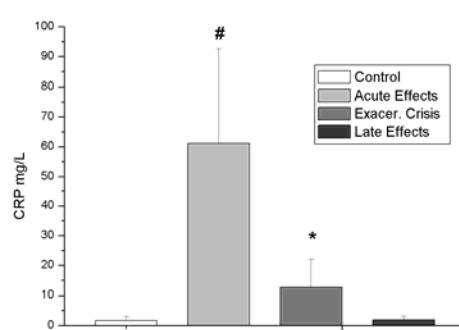


FIG 2- C Reactive Protein level (mg/L) in plasma. * $p < 0.01$ compared to control and patients with late effects
$p < 0.001$ compared to control and patients with late effects

C-reactive protein

The level of C Reactive Protein (CRP), a widely used inflammatory marker, showed significant higher values in patients in acute phase and patients with late toxicity but in exacerbation crisis with respect to patients with late radiation injury and controls (Fig 2)

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. Although a tendency to decrease was observed in the group of patients with late effects. 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 the irradiated patients, mainly in those with late effects

It is shown the application of the markers in an specific clinical case



A 66 year old male patient treated with radiotherapy at the 36 years due to a right leg angioma.

Ulcers appeared approximately each 10 years, as a result of repetitive inflammatory waves, with remission after local treatment. Then, acute exacerbation crisis became more frequent .

On May 2011 the patient consulted in Buenos Aires Burns Hospital for the first time exhibiting a deep necrotic ulcer on the leg.

The patient underwent escharotomy and was included in the treatment protocol for radiation induced lesions: pentoxifylline 400 mg and anti-oxidants (Vitamin E 400 U.I per day). For local treatment it was applied enzymatic debridement with collagenase and local perilesional treatment with steroid.

Expanded heterologous bone marrow-derived MSC were locally applied around and in the lesion. This procedure was repeated three times: on November 2011 (first application), December 2011 (second application), and on March 2012 (third application) with a follow up until now.



The therapeutic response was evaluated through clinical follow-up, serial photographic record, complementary tests (telethermography and high frequency ultrasonography), histological examination from biopsies and 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

The expression of β Integrin on lymphocytes seems the best parameter reflecting the evolution of the patient. It was observed a marked decrease in its expression reaching control values approximately three month after the 2nd HMSC application. Then, after a transient rise due to local infection it has returned at present to control values.

Regarding lymphocyte subsets, although the ratio CD4+/CD8+ remained unchanged, the presence of immature lymphocytes such as double positive or double negative cells suggests a disturbance in the T-Cell homeostasis.

CONCLUSIONS

The present findings show that $\beta 1$ -integrin on lymphocytes, in combination with other inflammatory indicators could be used as potential follow-up markers of acute and late radiation-induced inflammation process as well as its response to therapeutic treatments.

REFERENCES

- Scherthan, H, Abend, M., Müller, K. et ál. (2007) Rad Res 67 :615.
Zhao, W., Robbins, M. (2009) Inf Curr Med Chem 16:130.

El desarrollo nuclear pacífico argentino: factores que lo hicieron posible y algunas hipótesis sobre su futuro

Gadano, J.

Ponencia preparada para
FLACSO-ISA Joint International Conference, Buenos Aires.
Global and Regional Powers in Changing World
Universidad de Buenos Aires, School of Economics, Buenos Aires, Argentina

**El desarrollo nuclear pacífico argentino: factores que lo hicieron posible y algunas hipótesis
sobre su futuro.**

Julián Gadano

Universidad de San Andrés – Autoridad Regulatoria Nuclear.

jgadano@udesa.edu.ar

Panel 6: The nuclear policies of key-countries in Latin America

1. Introducción.

Desde el propio nacimiento de la tecnología nuclear como elemento paradigmático del desarrollo de la “big science”¹ en los Estados Unidos pocos años después de la guerra, una vasta literatura se ha ocupado de analizar el “mundo nuclear” desde las ciencias sociales². La misma puede dividirse, groso modo, en tres grandes cuerpos teóricos:

- a. La literatura asociada a estudios de la ciencia, en su mayor parte en clave histórica (Hurtado 2014, etc). El núcleo del análisis se concentra en el desarrollo histórico de este sector, trabajado siempre asumiendo que se trata de una parte de lo que se conoce como el sector científico-técnico de un país. En el caso argentino, el aporte más completo es el trabajo de Hurtado (2014), que aporta una mirada histórica completa del desarrollo del sector
- b. Desde 1967 en adelante, en paralelo a la puesta en agenda internacional de las preocupaciones sobre la proliferación nuclear, y la posterior puesta a la firma del TNP³, se desarrolló una literatura muy vasta sobre la proliferación nuclear. De hecho resulta inapropiado calificarla como “una” literatura, en tanto se trata de un conjunto de enfoques muy variados y ricos que intentan –todos- plantear hipótesis causales sobre los factores que hacen posible o evitan la proliferación nuclear. Es una literatura muy vinculada a teorías de relaciones internacionales, y se desarrolla siempre desde tal marco teórico. Si bien, como se adelantó, no es del todo apropiado calificar a ese conjunto de estudios dado que son numerosos los approaches teóricos (realismo, neorealismo, comprensivismo, neoliberalismo, teoría de la latencia⁴, etc) es importante destacar que hay un punto común a la mayoría de estos enfoques: comparten la idea de que el régimen de no-proliferación ha ayudado a limitar la proliferación nuclear. También –en general- asumen el supuesto de que si un país desarrolla su tecnología nuclear con cierta autonomía se los regímenes de no proliferación y desarme, debe ser calificado, aunque potencialmente, como proliferante.

¹ Al promediar la segunda guerra mundial, se consolidó primero en EEUU y luego en otros países la idea de que había que cambiar el paradigma en cuanto a inversión pública en ciencia y tecnología, y en cuanto al papel del estado como “imbricador” entre ciencia e industria. La inversión en tecnología pasó a ser entendida como condición necesaria para el desarrollo y –en mayor medida- el liderazgo. A este corpus de ideología y políticas públicas la historia de la ciencia la denominó “big science” y su punto de inflexión fue el Proyecto Manhattan. Nunca un estado había invertido tanto en ciencia y tecnología.

² No incluyo a la literatura producida desde las ciencias duras, ni a la producción más técnica asociada directamente a la tecnología.

³ Nota al pie explicando

⁴ Una buena compilación de las teorías clásicas y más nuevas sobre proliferación y no proliferación está en Potter & Mukhatzanova (2010).

- c. Finalmente, hay una literatura sociológica que trabaja las diversas fases del desarrollo nuclear como un indicador de las transformaciones irreversibles sufridas por la sociedad industrial en los últimos 40 años. Teorías como la de modernidad reflexiva (Beck 1995, 1997) modernidad tardía (Giddens 1993) o modernidad líquida (Baumann 2002) se sirven empíricamente de la energía nuclear para construir conceptos asociados a las percepciones de riesgo existentes en esta segunda fase de la modernidad.

Ninguno de estos enfoques pone el foco en un elemento que considero clave: interpretar el desarrollo nuclear desde la perspectiva del estado, esto es, entender cómo un segmento de la burocracia estatal se desarrolla, con su propia dinámica, coherencia y autonomía; en contextos de baja estatalidad, como es el caso de América Latina. Existen trabajos que han abordado este problema (Alcañiz, 2013; Kutsenfahani, 2010; Solingen, 2010) pero siempre desde una perspectiva acotada a un sector, elemento, o factor específico. Este trabajo pretende mirar el desarrollo nuclear “desde el estado”. La pregunta que de la que parte este trabajo es cómo un segmento de la burocracia estatal logra desarrollarse, construir autonomía, alcanzar logros tecnológicos, en un contexto de baja estatalidad.

En América Latina, dos países –Brasil y Argentina- lograron un desarrollo nuclear temprano y con relativo nivel de autonomía. Este desarrollo, con todo lo que ello implica, se dio en contextos de baja estatalidad. Hay una importante literatura que da cuenta de este fenómeno, tanto en clave histórica “de los casos” (Hurtado, 2010, 2012, 2014; Ribeiro de Andrade, 2012) como en perspectiva comparada (Solingen, 2010; Adler, 1991). Sin embargo, en general no se pone el foco en el desarrollo y crecimiento de una burocracia estatal especializada. Este trabajo intenta poner el foco en ese aspecto, en el supuesto de que se trata de un enfoque que hasta la actualidad no ha sido estudiado. El marco teórico de este trabajo, como se verá más adelante, está centrado en el estado y, en particular, en un segmento de la burocracia estatal. Son las condiciones estatales, sus acciones y sus omisiones las que explican los desarrollos del sector nuclear en el mundo emergente. Este trabajo se concentrará en el país que, a nuestro entender, constituye el caso más extremo, porque muestra el mayor desarrollo del sector nuclear en América Latina en el contexto, probablemente, de menor estatalidad: Argentina. Desde el punto de vista de la teoría, este trabajo coincide con las perspectivas que “vuelven al estado al centro de la escena” (Evans, Rueschmeyer y Skocpol, 1985) así como también con el concepto de autonomía enraizada desarrollado por Evans (1995), particularmente con éste último. Lo que se quiere demostrar aquí es que el desarrollo del estado en la posguerra configuró en estos países un conjunto de condiciones para la consolidación de una burocracia con un nivel de autonomía tal que hizo posible su crecimiento,

estabilidad y coherencia interna en un contexto de baja estatalidad, así como también, una enorme capacidad de *setting* de agenda pública. El rol del estado “como un todo” es central para entender el desarrollo de “una parte” del estado y su posterior “policy feedback” sobre el estado “como un todo”. Un elemento central para el argumento principal de este trabajo es que un sector de la burocracia tecnológica estatal supo interpretar las señales y los incentivos que el estado generó para su propia expansión. Lo particular del desarrollo institucional del sector nuclear en América Latina es que se planteó con mucha estabilidad en un contexto inestable. Un punto clave en este caso es la coherencia intertemporal de las políticas del sector en un contexto general que no la tuvo. Justamente ese punto no sólo es relevante sino que hace al corazón de lo que se entiende en este trabajo como el mecanismo causal.

Este trabajo argumenta que, en contextos de baja coherencia intertemporal de políticas públicas, un sector de la burocracia estatal puede, bajo determinadas condiciones, usar esa baja coherencia como un elemento de fortalecimiento interno si ese sector muestra a su vez alta coherencia intertemporal en sus propias políticas específicas.

Este trabajo confluye entonces con el concepto de “*burocracia enraizada*” pero desde una perspectiva diferente. El concepto es clave para entender el rol del estado (y más específicamente, de la burocracia estatal) en el desarrollo industrial y tecnológico de los países. Evans aportó el concepto de autonomía enraizada⁵, central a esta altura para entender la importancia crucial del rol de la burocracia estatal en éxito de las políticas públicas para el desarrollo industrial y tecnológico. Y Sikkink concluye y muestra evidencia de que el gobierno desarrollista brasileño de Kubistchek tuvo a su disposición una burocracia eficiente y eficaz, lo que le permitió llevar adelante exitosamente sus políticas de desarrollo. En cambio, el gobierno del presidente argentino Frondizi no tuvo esas condiciones (Sikkink, 1993)⁶. Los citados trabajos de Sikkink y Evans, y varios otros (Evans, Rueschmayer y Skocpol, 1985; Rueschmeyer y Evans, 1985; Evans, 2007, Skocpol, 2007)

⁵ El concepto de *autonomía enraizada* (Evans, 1995) explica el rol de un fuerte cuerpo burocrático imbricado (*embedded*) en el sistema de relaciones sociales. Se asume que los estados más desarrollados disponen de una burocracia muy calificada y que, como consecuencia de esta calificación, es independiente de “intereses tanto públicos como privados”. El concepto es muy interesante y ha sido muy influyente en los estudios sobre el estado y las políticas públicas. Como veremos más adelante, este trabajo discute no el concepto en sí, pero sí algunas de sus implicancias. En concreto, este trabajo asume que no se ha prestado suficiente atención a las consecuencias de la autonomía de una burocracia estatal en lo que refiere a los conflictos que ello genera con la agenda del poder político.

⁶ Sikkink (1993) argumenta que la falta de una burocracia eficiente a disposición por parte del presidente argentino redundó en peores resultados de política, en concreto en incumplimiento o cumplimiento deficiente de sus objetivos de política de desarrollo. La debilidad institucional que muestra la burocracia argentina es para Sikkink un elemento evidente e influyente en las políticas públicas emanadas del Estado Argentino, en sentido negativo.

ponen el acento en los efectos positivos que una burocracia eficiente (o enraizada) tienen sobre las políticas públicas. Este trabajo pretende profundizar en un aspecto que, a mi juicio, queda parcialmente soslayado en estos estudios. El efecto que una burocracia especializada altamente calificada ejerce sobre el proceso decisivo de las políticas públicas. No se cuestiona la pertinencia de tales trabajos, por el contrario, se pretende agregar una nueva perspectiva a la teoría. ¿Cuánto afecta las capacidades de decisión de un gobierno que, en un sector específico del estado haya una burocracia eficiente con alta coherencia intertemporal en un contexto de estatalidad débil? Profundizando en el argumento de Sikkink (1983), este trabajo argumenta que, en un contexto de estatalidad débil, la relación entre la burocracia y el gobierno puede resultar paradójica: por un lado, éste cuenta con burocracias eficientes que permiten lograr resultados de política, pero por otro, y justamente debido a esas condiciones, no siempre puede influir en esos resultados. La burocracia hace uso de sus capacidades y se *autonomiza*. *Impone agenda*, reduciendo las opciones reales de política del decisión-maker. Este trabajo entiende que el problema debe ser entendido desde la perspectiva Principal-Agente planteada, entre otros, por Przeworsky (2007): el poder político toma las decisiones finales en un contexto de libertad decisoria, pero sobre la base de una *paleta* de opciones acotada y sesgada de hecho por el recorte que hace la burocracia especializada. Entiendo que este mecanismo aplica a la relación entre el sector nuclear y los gobiernos, y ocurre de manera muy extrema en Argentina, país en el que el sector nuclear es muy desarrollado y la estatalidad es, a su vez, baja.

Este artículo tiene 5 secciones: en la siguiente (segunda sección) se hace un breve resumen del caso argentino, tomado como caso para analizar el problema y se agrega una breve explicación de las razones por las que se eligió este caso en particular. En la tercera sección se desarrollan el marco teórico y las hipótesis del estudio, en la cuarta se explica la metodología utilizada, mientras la última sección se destina a un resumen de los resultados obtenidos, las conclusiones, y se plantean también algunos interrogantes a futuro.

2. Hipótesis y marco teórico teórico general.

Este trabajo analiza al desarrollo del sector nuclear como un caso de desarrollo tecnológico desde el estado, en el marco de lo que se conoce como “big science”. Entiende, como Evans (1995) y Sikkink (1993) que la existencia de una burocracia estatal especializada y eficiente es condición necesaria para el desarrollo tecnológico y que, sin la existencia de ésta, un gobierno no está en condiciones de llevar adelante ninguna política de desarrollo, y mucho menos orientada a la

expansión de proyectos del tipo “big science”. Pero a la vez entiende que hay un elemento no atendido por la literatura sobre la burocracia estatal, que funciona como condición suficiente: la capacidad del poder político de lograr que la burocracia responda a sus intereses, actúe con transparencia y rinda cuentas. En suma, que la burocracia especializada y el poder político se orienten para el mismo lado, en cuanto a la dirección de una política pública. Se asume que, poniéndose en juego lo que la literatura conceptualiza como la “relación principal-agente”⁷ el poder político (el “principal”) se somete al problema de la asimetría de la información, dado para tomar decisiones depende de otro actor (el “agente”) que tiene sus propios intereses y su propia moral, no siempre convergentes con el “principal”. Entiendo que el desarrollo de la política nuclear argentina es un excelente ejemplo para introducirse en este aspecto que la literatura sobre la burocracia eficiente o enraizada ignora. El logro de una política pública es, desde esta perspectiva, el resultado de una relación, no siempre armónica, entre estos dos actores. Hay, finalmente, una negociación, en la que cada actor pone sus recursos en juego.

Las hipótesis que asume este trabajo son las siguientes:

H1: Las decisiones de política pública tecnológica que toma un gobierno están condicionadas por las opciones de política que pone sobre la mesa la burocracia específica.

H2: Las opciones de política que la burocracia ponga sobre la mesa, o el grado de asimetría de la información, dependerá de la percepción que la burocracia tenga sobre cuánto afecta sus intereses la decisión de política pública, condicionada a la percepción que la burocracia tenga sobre cuán transparente puede ser. Esto último se relaciona con las capacidades que –se percibe– tiene un gobierno para adivinar que hay asimetría y castigar a la burocracia en consecuencia.

H3: Si la institucionalidad estatal general es baja, y la calidad de la burocracia específica es alta, el contexto es el más favorable para la burocracia. El poder político cuenta con menos elementos

⁷ En economía, el problema del agente-principal remite a las situaciones que se originan cuando un actor económico (el principal), depende de la acción, de los intereses o de la moral de otro actor (el agente), sobre el cual no tiene perfecta información. En otras palabras, ese asunto concierne las dificultades que se presentan bajo condiciones de información asimétrica, cuando el principal contrata a un agente. El trabajo clásico al que remite esta relación es “La Riqueza de las Naciones” de Adam Smith. Llevado a la política, es Max Weber quien primero conceptualiza este tema, en “El Político y el Científico”, trabajo en el que teoriza sobre la relación entre el Príncipe y la burocracia especializada, y el rol del político profesional como reductor de los problemas de asimetría de información. Un trabajo que problematiza el tema muy claramente desde un análisis aplicado a la burocracia estatal en la actualidad, es Przeworsky (2007).

para decidir y por lo tanto se encuentra en una situación de mayor debilidad. Se espera que la burocracia específica restrinja al máximo, y a su favor, las opciones de política.

3. Metodología

Este trabajo es un estudio de caso. Se asume, como plantea Gerring (2004), que un estudio de caso implica usar un caso para explicar procesos más generales. No es el objetivo de este trabajo explicar la historia del caso argentino *per se*, sino usarlo para entender y validar los procesos aquí descriptos. El caso argentino es lo que Gerring (2001) denomina un caso “extremo” es decir aquel que no es interesante por mostrar el “promedio” de los casos sino el “extremo” en cuanto al comportamiento de las variables en juego. La argentina es, comparativamente, el país de la región que mayor desarrollo nuclear alcanzó, siendo a la vez quien muestra –de acuerdo a la literatura especializada- uno de los peores perfiles de calidad estatal.

Se trabajó con diversas fuentes, todas de carácter cualitativo: documentación existente en los organismos nucleares (CNEA), documentación secundaria (testimonios y escritos de profesionales protagonistas del proceso) y sobre todo una cantidad importante de entrevistas a profesionales y técnicos del sector, protagonistas de las diversas etapas del desarrollo nuclear argentino⁸.

Tanto en la entrevista como en el análisis de la documentación primaria y secundaria, se puso el foco en algunos momentos históricos que a mi juicio permitían analizar las hipótesis con la mayor riqueza posible. Estos fueron:

- El caso Richter, y la consecuente intervención de la Armada en el proceso.
- La discusión entre el poder político y los equipos de CNEA sobre el modelo a seguir para la construcción de las centrales nucleares y –en el caso de Embalse- el impacto que el testeo indio en 1974 tuvo en esa negociación⁹.

⁸ Se realizaron a la fecha 49 entrevistas, en Buenos Aires y Bariloche, entre 2012 y 2014, a funcionarios y ex funcionarios del estado argentino y científicos y ex científicos del sector nuclear (CNEA, ARN, INVAP, NASA, Cancillería).

⁹ Sobre este tema no hay menciones específicas en el trabajo. Una cuestión de espacio y la intención de no agobiar al lector con demasiados datos históricos me hicieron optar por no explicitarlos todos. Pero la compra de las centrales es un ejemplo muy rico de la relación entre la burocracia tecnológica y el poder político local.

- El proceso de enriquecimiento (el laboratorio de Villa Golf y la Planta de Pilcanyieu) como el ejemplo más paradigmático de los “grandes proyectos” del período Castro Madero.
- El desguace de la CNEA, la creación de NA-SA y ARN, y el cierre de los proyectos y las instalaciones nucleares.

4. Evolución del desarrollo nuclear argentino.

La Argentina es, desde los tiempos iniciales del desarrollo de esta tecnología, un país nuclear. No es una potencia nuclear, pero tuvo relación con la tecnología nuclear casi desde el fin de la segunda guerra mundial. Más allá del fracaso conocido como el “affaire Richter”, una serie de decisiones tomadas por el gobierno de Perón entre 1948 y 1950 significaron la institucionalización del desarrollo nuclear en Argentina, poniendo al país claramente en punta en la región en la materia. Salvando las distancias con EEUU, y teniendo en cuenta el tamaño de la economía de nuestro país y su lugar en el concierto de naciones en la posguerra, las primeras decisiones de política pública para el desarrollo nuclear hicieron que la Argentina formara parte (aunque compartiendo una pequeña porción de la “torta”) del club de países que ingresaron a lo que luego se denominó la “*big science*”¹⁰. El desarrollo nuclear estuvo caracterizado por la dualidad desde sus inicios: nace y experimenta su primer desarrollo en el marco de la guerra fría como un camino para la supremacía militar, pero al mismo tiempo se constituye en un excelente ejemplo del desarrollo de la “*big science*” y de lo que Beck (1995) conceptualiza como el paradigma industrialista de la modernidad simple. La ciencia aparece como una respuesta a las incertidumbres y los riesgos que implica la naturaleza, y la “ciencia nuclear” no es la excepción. La competencia por el control de la reacción nuclear nace entonces motivada por el interés por la supremacía militar pero también por acceder a los beneficios de una de las puntas tecnológicas de la ciencia del siglo XX. No sólo tenía que ver con la obvia ventaja de la generación de energía barata y duradera sino con beneficios en el terreno de la salud, los alimentos, la minería.¹¹ Existe una importante evidencia histórica relativa a que el interés argentino inicial en el manejo de la

¹⁰ Sobre los primeros tiempos del desarrollo nuclear argentino, sus orígenes, el caso Richter y el significado de la “Big Science” leer Hurtado (2014), probablemente el trabajo de historia de la ciencia más completo sobre el desarrollo tecnológico nuclear en un país de América Latina. Se recomienda, en cuanto a estos temas, leer específicamente los capítulos 1 y 2.

¹¹ Un importante científico de la CNEA entrevistado para esta investigación, cuya carrera transcurrió mayormente en las instalaciones que luego fueron el Centro Atómico Bariloche comentó que para la ciudad era “un orgullo” ser la sede de la “ciencia más moderna”. “Cuando llegabas al aeropuerto de Bariloche y el taxista se enteraba que eras de la CNEA no te cobraba en agradecimiento por traer al país y la ciudad tantos beneficios”.

tecnología tuvo más que ver con alcanzar una tecnología de punta que con el desarrollo militar. Para un país del tercer mundo con expectativas de ganar un lugar en el concierto mundial o al menos regional, el manejo de la tecnología nuclear aparecía como una gran oportunidad¹². El sociólogo Emile Durkheim¹³ creía en la ciencia como “la forma más elevada del conocimiento” pero también veía la necesidad de construir “fe” en la ciencia, como un mecanismo para reconstruir los lazos deteriorados con la caída de la vida religiosa imperante en las sociedades tradicionales. Nada más apropiado para entender cómo actuaron quienes tomaron las decisiones orientadas a que Argentina desarrolle localmente la tecnología nuclear: era un camino objetivado hacia el desarrollo tecnológico, y había al mismo tiempo un componente de fe en los beneficios que traería el control del átomo.

El hecho es que los orígenes del desarrollo nuclear argentino hay que buscarlos, como en los grandes países nucleares, en las Fuerzas Armadas. Sin embargo, suponer que ello implica automáticamente que se trató de un proyecto bélico es, cuando menos, una conclusión apresurada. El marco en el cual hay que colocar la búsqueda del control del átomo es más tecnológico, y concretamente orientado hacia la búsqueda de la autonomía energética, que militar. El nacionalismo industrialista creciente en las fuerzas armadas argentinas fue el marco ideológico para el desarrollo nuclear desde una perspectiva de desarrollo. Militares como el General Savio o el General Mosconi habían hecho gran parte de su carrera militar en entornos políticos en los cuales el desarrollo industrial era visto como el gran paso hacia la soberanía.¹⁴ Como plantea Adler:

“...los seres humanos en general, y los tomadores de decisiones en particular, son solucionadores de problemas. Los humanos anticipan constantemente el futuro con el objeto de alcanzar los objetivos deseados. Lo que buscan siempre es cerrar la brecha entre lo que perciben como la realidad y lo que buscan alcanzar. En ese sentido, el proceso de toma de decisiones no implica únicamente hacer una elección; es básicamente una ‘acción integrativa’ (...) destinada a distinguir lo que es relevante de lo que debe ser ignorado”¹⁵.

¹² Al respecto, leer Hurtado (2014), Hurtado (2010) y también Mariscotti (1985). Hay una serie de artículos sobre el desarrollo del mundo, que Perón escribió entre 1952 y 1953 bajo el seudónimo de Descartes, que ponen en juego cómo Perón veía a la tecnología como oportunidad para el desarrollo. Agradezco a Diego Hurtado haberme “abierto los ojos” sobre estos artículos.

¹³ Durkheim (1992).

¹⁴ Al respecto, Hurtado (2014) y Gadano (2006).

¹⁵ Adler (1987). La traducción es mía.

La ideología es entendida por Adler –y compartida por este trabajo- como un conjunto de pautas electivas que llevan hacia un objetivo de política. En Argentina, en ese contexto, la agenda hacia el desarrollo nuclear es tecnológica, no militar.

En 1943, a instancias de Savio y en el contexto del gobierno nacionalista que asume ese año, se fomenta el desarrollo de una burocracia militar especializada en desarrollo industrial, junto a la creación de industrias de “interés nacional” que, se define, deberán quedar en manos del Estado Nacional¹⁶. En 1945 el gobierno nacional decide decretar el monopolio estatal de la prospección de Uranio y Torio, que quedan a cargo de la Dirección Nacional de Fabricaciones Militares (cuyo titular era Savio) y de la Universidad Nacional de Cuyo. En 1945 los EEUU detonan los dos artefactos en Hiroshima y Nagasaki, y el mundo no será el mismo. De las dos agendas de política que nacen en ese momento (la militar y la tecnológica) este trabajo pone el foco en la segunda, porque entiende que existe la evidencia suficiente como para afirmar que ese fue el camino que siguió la Argentina o, al menos, no aparece evidencia para afirmar lo contrario. Luego de Hiroshima, algunos estados occidentales (con EEUU a la cabeza) aumentan exponencialmente la inversión pública en Investigación y Desarrollo, marcando una revolución en la relación entre el Estado y la investigación científica. Esa revolución implica dos planos:

- a. El ya referido aumento exponencial en la inversión pública en I+D
- b. Un fuerte impacto en cuanto a la visibilidad y la relevancia de un debate que ya existía pero muy reducido a ámbitos académicos, y que en esos años cobró una relevancia inusitada: la reivindicación de la ciencia como una práctica “universalista y libre” vs. la idea de la ciencia “como una tarea al servicio del desarrollo colectivo/nacional”.

Como veremos más adelante, este debate es constitutivo del desarrollo argentino, y relevante para el argumento de este trabajo. En contraste a lo que sostiene cierta liturgia nacionalista, la idea de que la ciencia debe estar al servicio del desarrollo nacional no nace en el tercer mundo; es un debate que tiene su origen en los Estados Unidos de la posguerra. Sin embargo, tiene en el país un impacto importante, en cuanto constitutivo de la coalición de intereses que funcionó de tractor hacia el desarrollo y la continuidad de la política nuclear, en un país en el que las políticas

¹⁶ El caso más paradigmático es el de los hidrocarburos. Ver al respecto Gadano (2006). Sin embargo, se toman decisiones también muy claras orientadas a la autonomía “en el manejo del Urano”. Muy esclarecedores al respecto son los escritos de Savio (1942) y el texto del Decreto 22.855 de septiembre de 1945, declarando “estratégicos” al uranio y el torio, decretando el monopolio estatal sobre los mismos y prohibiendo su exportación

tecnológicas estables en el tiempo se cuentan con los dedos de la mano. Como dato ilustrativo puede decirse que entre 1946 y 1983 Argentina tuvo 17 presidentes, y con cada cambio de gobierno cambió radicalmente sus políticas tecnológicas: cada gobierno desandaba el camino del anterior, cambiaba los planteles e incluso suprimía organismos. La excepción fue la CNEA¹⁷ que en el mismo período tuvo en la práctica 3 presidentes¹⁸ y una continuidad excepcional para las instituciones nacionales argentinas¹⁹. Asumiendo, como plantea Sikkink (1993), la debilidad institucional de la Argentina en comparación a otros países de similar desarrollo, este trabajo argumenta que la debilidad institucional, la baja coherencia intertemporal de las políticas y la alta rotación de los planteles de gobierno durante el período estudiado (1950 – 2006) funcionaron como condición para que una coalición de sectores intraestatales favorable al desarrollo nuclear desarrollara un fuerte poder de agenda, reduciendo de hecho las opciones de política del poder político. Bajo ese supuesto, haremos un breve repaso de la historia de la política nuclear argentina desde 1950 hasta 2006, dividiéndola en los períodos que se entienden como explicativos de la matriz coalicional planteada en el párrafo anterior.

a. La fundación.

La apuesta por el desarrollo nuclear es una decisión que el Presidente Perón toma con relativa autonomía de los grupos de interés que opinaban al respecto. De hecho, la prensa de la época da cuenta de un debate con pocos puntos de acuerdo: mientras la AFA²⁰ se oponía al desarrollo nuclear por los riesgos y sobre todo por la “politización” y la consecuente reducción de libertades que ello conllevaría, un grupo de físicos nacionalistas, como Enrique Gaviola y Guido Beck, y un sector del ejército asociado a Savio y a la DNFM²¹ planteaba la necesidad de inversión pública en el plano nuclear²². Como vemos, el debate entre “ciencia universalista” y “ciencia aplicada” aparece en Argentina desde el primer momento en que comienza a discutirse la apuesta por la “big science”. Lo cierto es que el Gobierno Nacional, en medio de tales discusiones, termina tomando la decisión casi en soledad. Y el término es muy apropiado, porque luego del fracaso de varios

¹⁷ Comisión Nacional de Energía Atómica

¹⁸ Durante el gobierno de Frondizi, el Almirante Quihillalt fue reemplazado por un breve lapso por otro funcionario. Pero el corto lapso en el que estuvo y su escasa influencia real en las políticas del organismo vuelven poco relevante su inclusión como el “cuarto presidente”.

¹⁹ Para ver los desempeños históricos de los organismos tecnológicos argentinos en forma comparada, ver Hurtado (2010)

²⁰ Asociación Física Argentina.

²¹ Dirección Nacional de Fabricaciones Militares.

²² Hurtado (2014), cap. 1.

intentos de iniciar proyectos de I+D nucleares, Perón decide otorgarle al físico alemán Ronald Richter el proyecto tecnológico más importante de su gobierno.

En 1946, un grupo de físicos liderados por Gaviola y Beck hace fuertes tratativas para traer a la Argentina a Werner Heisenberg, líder del grupo de físicos alemanes que trabajaron hasta la caída del III Reich en la búsqueda de la fisión nuclear. Ese proyecto fracasa, y aquí nos encontramos con una de las más importantes “leyendas” del nacionalismo nuclear: Heisenberg queda viviendo del lado británico de Berlín, y los ingleses “habrían hecho todo lo posible” para evitar que Argentina disponga de recursos humanos capaces para poder desarrollar la energía nuclear. Lo cierto es que, más allá de que los ingleses hicieron esfuerzos para retener a Heisenberg, la evidencia histórica demuestra que ni Heisenberg tuvo finalmente mucho interés en venir a la Argentina, ni las fuerzas armadas mostraron mucho interés en traerlo. Durante esos años, los grupos liderados por Gaviola y Savio se dedicaron a boicotearse mutuamente, y seguramente ello contribuyó mucho más para el fracaso de la llegada de Heisenberg que la “conspiración británica”²³. Lo cierto es que, a fines de agosto de 1948 el experto en diseño aeronáutico alemán Kurt Tank le presenta a Perón al físico Ronald Richter²⁴, en un encuentro que, como plantea Hurtado (2014) será clave para la política nuclear en Argentina. Ese encuentro se realizó, paradójicamente, con relativa autonomía de los intereses de los dos sectores que pugnaban por liderar el desarrollo nuclear argentino: el grupo de Gaviola, y los militares del ejército nucleados en la DNFN. La combinación de la explosión de Hiroshima y la consecuente carrera por la “big science” funcionan como “coyuntura crítica” para el desarrollo nuclear argentino, y el inicio del proyecto Richter es el punto inicial de la trayectoria²⁵.

Con el fuerte aval de Perón, Richter inicia en la isla Huemul, frente a la ciudad de Bariloche, el proyecto nuclear argentino. Le aplica una impronta casi de enclave, tal y como lo relata Mariscotti (1985) con poca participación de personal local, y –hasta 1949- con poco *oversight* por parte de las autoridades políticas. Luego del famoso anuncio fallido y casi fraudulento del “logro histórico”

²³ Ver Mariscotti, 1985 y 1990; y Hurtado, 2014.

²⁴ Hurtado, 2014.

²⁵ Se habla aquí de coyuntura crítica y trayectoria dependiente tal y como la entiende la literatura específica que desarrolla el concepto: tal y como Collier y Collier (1991) y Page (2006) lo conceptualizan, en una coyuntura crítica determinada, condiciones previas y exógenas (en este caso la explosión de Hiroshima y la apuesta por la Big Science) producen elecciones contingentes que determinan una determinada trayectoria de desarrollo institucional cuya consolidación es difícil de revertir. Como en el ejemplo conocido del teclado qwerty, se combinan feedbacks positivos, retornos crecientes y procesos de self-reinforcement que producen que el camino racional sea aportar por la reproducción de la trayectoria. Al respecto ver también Pierson, 2000 y 2004.

de la fisión nuclear²⁶, y del posterior cierre del proyecto Richter, se inicia el segundo capítulo del desarrollo nuclear argentino, que entendemos fundante de su matriz de crecimiento.

b. El nacimiento de la “poderosa coalición”.

Un poco antes del cierre del proyecto Richter, el 31 de mayo de 1950, había sido creada la CNEA con la intención de controlarlo. Perón pone a su cargo al Coronel González, un hombre de su entera confianza. En aquellos primeros tiempos, la CNEA era efectivamente una “comisión” de notables sin estructura propia. Sin embargo, el momento clave desde el punto de vista de este trabajo no es esa fecha sino el período que va de febrero a noviembre de 1952. Ese período es el del derrumbe del proyecto Richter. En febrero de 1952, Perón desplaza a González y designa en su lugar al Capitán de Fragata Pedro Iraolagoitía. Y en noviembre de ese año, Iraolagoitía clausura el proyecto Richter y “toma” la isla Huemul en una operación militar, la noche del 22²⁷. Hay dos elementos a destacar de estos primeros tiempos: por un lado, el proyecto Richter fue un fracaso, pero son cada vez más las opiniones que coinciden en que distó de ser un fraude completo, y sin dudas generó terceridades positivas importantes, como la fundación de la CNEA y el desarrollo del proyecto nuclear en Bariloche. El segundo hecho importante, es que el final de Richter implicó que el proyecto nuclear pasó a manos de la Armada. La Armada, a diferencia del Ejército, creó una política específica alrededor del proyecto nuclear. Y fundó en los hechos una coalición con el grupo de científicos (ingenieros, físicos, químicos) que de a poco se fueron agrupando alrededor del proyecto. Esta coalición mostró una importantísima estabilidad intertemporal, una fuerte eficacia para lograr el avance de sus proyectos, y una importante ductilidad para nunca pasar la línea optima paretiana en cada coyuntura de gobierno. Se constituyó, sin dudas, en lo que Evans (1995) entiende como una burocracia con “autonomía enraizada” que, en coyunturas favorables, expirió al máximo las oportunidades, y cuando no, desarrolló estrategias defensivas para pagar el menor costo posible. También –hay que recordar lo obvio- mostraron a lo largo de este período, logros tecnológicos únicos para el país, que pusieron a la Argentina en una posición de liderazgo regional indiscutido, convirtiéndola de hecho en un país muy influyente en el desarrollo nuclear del mundo hispanoparlante²⁸. Esa coalición controló en los hechos la política nuclear argentina, reduciendo las opciones de política del poder político, en el período que va de 1952 a 1983. En esos 41 años, la CNEA tuvo en la práctica 3 presidentes: Iraolagoitía entre 1952 y 1955, Quihillalt

²⁶ Hurtado (2014) y Revista “Mundo Atómico” de mayo 1951.

²⁷ Ver Mariscotti (1985)

²⁸ Con la excepción de México.

entre 1955 y 1973²⁹, nuevamente Iraolagoitia entre 1973 y 1976 y Castro Madero entre 1976 y 1983. Los tres eran marinos en actividad mientras fueron presidentes de CNEA, los tres fueron “hombres del sector nuclear” y los tres sirvieron de soporte político del proyecto nuclear. Quizás el caso más paradigmático sea el de Castro Madero: además de contraalmirante, era doctor en física nuclear, egresado del instituto Balseiro, y *fellow* de la American Nuclear Society. La biografía de Castro Madero muestra quizás de manera elocuente la evolución de la relación entre la Armada y el sector nuclear. A esta altura, en muchos casos, los “físicos” y los “marinos” eran una sola persona. Una interpretación posible, que este artículo no desarrolla pero no descarta, es que en algún momento de la evolución del período sea más correcto hablar de comunidad epistémica que de coalición de intereses, por el imbricamiento de la relación³⁰. Desde aquí se desarrolla la idea de coalición porque finalmente la armada y los profesionales de la CNEA nunca llegaron a ser “lo mismo”: no tenían los mismos intereses, las mismas lealtades ni tampoco el mismo papel dentro del sector, y la prueba es que cuando la coalición se quiebra, el desarrollo nuclear sigue adelante con una de sus partes. Pero en este período funcionó una “poderosa coalición” que supo generar las condiciones para el desarrollo de los proyectos nucleares con una eficacia enviable. Recordando el argumento de este artículo (la existencia de una burocracia especializada, con alta eficiencia, marcada coherencia intertemporal y claros resultados de política, en un contexto de baja estatalidad y alta rotación de los planteles de gobierno, genera las condiciones para que ese burocracia funcione con un nivel de autonomía tal que le permita ser el originante de las políticas para el sector, reduciendo las opciones de política del poder político) se advierte que este período funciona como una evidencia muy fuerte de que ese fue el mecanismo que funcionó en Argentina. Hay un tercer elemento a tener en cuenta: el factor internacional. El sector nuclear argentino construyó un prestigio a nivel internacional como ningún otro sector en el país, y en los hechos una importante influencia a ese nivel. Ello le sirvió como soporte para sus proyectos en los períodos de crecimiento, y como factor de supervivencia en los momentos de repliegue³¹. El proceso funcionó durante este período más o menos de la siguiente manera: los “grupos³²” de profesionales de la CNEA desarrollaban un proyecto, y sus responsables conseguían

²⁹ Con una breve interrupción durante menos de un año de la administración Frondizi.

³⁰ Sobre el desarrollo de comunidad epistémica en el mundo nuclear, ver Kustchesfahani (2010). Y sobre el concepto de comunidad epistémica aplicado al desarrollo de un interés en política internacional, ver Sebenius (1992).

³¹ Sobre eso último, ver Alcañiz (2013).

³² Desde sus inicios, la CNEA funcionó organizada en “grupos” de profesionales y técnicos, constituidos alrededor de un problema específico, y de la búsqueda de soluciones (el de combustibles, el de materiales, etc.). Es importante tener en cuenta que ello hizo de la CNEA un lugar de trabajo con mucho ambiente de “espacio público” de discusión y debate profesional abierto. Ello se modificó radicalmente durante la presidencia de Castro Madero. Por razones obvias, entre 1976 y 1983 el debate se redujo a su mínima expresión, y fue reemplazado por una lógica de decisión vertical y de discusiones a “puertas cerradas”.

al apoyo político de las autoridades que, de todas maneras, eran en general profesionales del sector. Una vez aprobado internamente el proyecto, se iba para delante o se buscaban los apoyos políticos externos, dependiendo de la magnitud y el impacto del mismo³³.

El período de la “poderosa coalición” funcionó sobre la base de dos componentes muy marcados: el padrinazgo político de la Armada (que “resolvía” los problemas de viabilidad política de los proyectos una vez habían pasado el filtro interno), y una fuerte autonomía intraestatal, potenciada por los logros tecnológicos del sector, su alto *expertisse* y su coherencia intertemporal³⁴. El final de este período fue a toda orquesta: en 1982 –excluido el gasto en personal- la CNEA se llevó el 61% del Presupuesto Público Nacional³⁵ ³⁶. En ese período se llevaron adelante los grandes proyectos tecnológicos nucleares argentinos: El acelerador de partículas TANDAR (Tandem Argentino), el proyecto de enriquecimiento de Pilcaniyeu, la Planta de Agua Pesada, el Laboratorio de Procesos Radioquímicos, entre los más importantes.

c. El retorno democrático, las reformas neoliberales y la aparición del ambientalismo en la política nacional. Ajuste y “resistencia”.

Este período está marcado por tres elementos constitutivos y relacionados –aunque parcialmente- entre sí: la pérdida del padrinazgo de la Armada (en realidad, el desempoderamiento de la Armada respecto de la política nuclear, consistente con el desempoderamiento general de las Fuerzas Armadas en el país), el ajuste económico, y la aparición del ambientalismo en la política argentina, o lo que Beck (1997) conceptualiza como “el fin de la sociedad industrial”. Y a su vez tiene dos momentos con ciertas características diferentes, dentro de la misma lógica: El gobierno de Alfonsín, y el período de 1989 a 2004.

Pero el proceso que se describe fue esencialmente el mismo. Sin embargo, como veremos más adelante y como sostiene Hurtado (2014) la impronta verticalista para tomar decisiones nunca abandonó del todo al sector nuclear a partir del período Castro Madero.

³³ Esta lógica aparece de manera repetida en las entrevistas con profesionales de la CNEA entrevistados. También la reproduce muy claramente Hurtado (2014).

³⁴ Entiendo que la literatura de la “*embedded autonomy*” asume como supuesto que, dadas determinadas condiciones de desarrollo, el “estado” como un todo homogéneo podrá tomar decisiones de política “si cuenta” con burocracias eficientes, ignorando el hecho de que esa misma autonomía condiciona el cumplimiento de las políticas a que las mismas cuenten con la aprobación de esa burocracia. El contar con una burocracia eficiente es condición necesaria, pero no suficiente, para el cumplimiento de las políticas. En general, la literatura pone el foco en la “captura” de un sector del estado por parte de intereses privados, o en su institucionalidad débil (o en ambas) pero no en la autonomía “en sí misma” como un problema.

³⁵ Datos de la Oficina Nacional de Presupuesto

³⁶ Es importante aclarar que este análisis no tiene ni pretende tener ninguna implicancia normativa. Que esto ocurra en principio no es ni positivo ni negativo, y por otra parte esa inversión en general se destinó a proyectos palpables y concretos. Lo que se intenta graficar es la lógica del proceso.

En 1983 por primera vez en la historia, el presidente de la CNEA es un civil³⁷. El período fue marcado por un fuerte ajuste económico y por una fuerte desconfianza a lo hecho por la gestión Castro Madero y a la potencial existencia de “proyectos secretos” no develados^{38 39}. Pero la evidencia histórica muestra que –dentro de sus posibilidades- el gobierno intentó mantener todos los grandes proyectos en marcha –aunque bajándoles significativamente la pendiente- con excepción de los que implicaban un marcado problema internacional o generaban mucha desconfianza. El más claro de estos últimos es el Laboratorio de Procesos Radioquímicos (LPR) que no era otra cosa que una planta, situada en Ezeiza, de reprocesamiento de combustibles quemados para obtener Plutonio. Las presiones por el carácter “proliferante” del proyecto surtieron efecto y el proyecto no tuvo financiamiento para su avance. Ese fue, en los hechos, el único gran proyecto clausurado de hecho durante el gobierno de Alfonsín.

Durante el gobierno de Menem, confluyeron negativamente sobre la CNEA varios ejes de política del gobierno: el ajuste fiscal, las privatizaciones y la apertura al mundo. La CNEA era vista como “fiscalmente cara”, “ineficiente” y “problemática para la integración con el mundo por su carácter proliferante”⁴⁰. Solingen (2010) argumenta que cuando un gobierno desarrolla políticas económicas de apertura y libre mercado, promueve políticas desproliferantes, para mostrarse “confiable” frente al mundo. Uno de los casos que estudia es precisamente la Argentina en este período. Es importante agregar otro factor, poco trabajado hasta el presente para el caso argentino, pero muy teorizado por la literatura sociológica de la “segunda modernidad”: en los 90’s, la opinión pública argentina comienza a valorar políticas ambientalistas, como consecuencia de una

³⁷ Hay un dato anecdotico pero interesante: la persona que seguramente hubiera sido el Presidente de CNEA durante el gobierno de Alfonsín fue Jorge Sábato, un actor central en el período de la “poderosa coalición” jefe del grupo de metalurgia y protagonista de gran parte de los grandes proyectos de la CNEA. Para muchos, el “presidente detrás del trono” en tiempos de Quihilla. Un profesional prestigioso y respetado por sus pares dentro y fuera de la Argentina, y reconocido como un gran “manager” tecnológico. Para desgracia del sector nuclear, del gobierno de Alfonsín y de la relación entre ambos, Sábato muere el 16 de noviembre de 1983, 24 días antes de que Alfonsín asuma el gobierno. Un dato curioso pero consistente con lo planteado páginas atrás: Sábato no venía de la “elite” de físicos de la UBA. Se había recibido de Profesor de Física en el Instituto Nacional de Profesorado Secundario de la Ciudad de Buenos Aires, hoy Instituto Superior del Profesorado “Dr. Joaquín V. González”. Fuente: CNEA.

³⁸ Puestos a especular, la presencia de Sábato podría haber moderado esta desconfianza.

³⁹ Un profesional de la CNEA que participó de las negociaciones de la transición entre la gestión de Castro Madero y el equipo de Alfonsín, manifestó que la sensación entre los profesionales de la CNEA (muchos de ellos, radicales) era que Alfonsín estaba muy admirado de los logros científicos de la CNEA pero al mismo tiempo mostraba cierta desconfianza de que no le estuvieran ocultando información.

⁴⁰ Varios profesionales o ex profesionales de la CNEA, con cargos técnicos en ese momento, que participaron de las negociaciones para la reforma del sector coincidieron, en entrevistas realizadas para este trabajo, en que la sensación general era que para los funcionarios del Ministerio de Economía y de la Cancillería que lideraban las negociaciones, la CNEA era un problema y que lo mejor era “cerrar todo”. Todos compartían la sensación de “negociar con tipos que lo único que querían negociar era la forma en que nos iban a exterminar”.

creciente desconfianza hacia los “efectos no deseados” de la sociedad industrial⁴¹. Como consecuencia de ello, el sector nuclear pierde uno de sus capitales simbólicos más importantes: la fuerte aceptación social de la que había gozado entre 1950 y 1990. Este período va más allá del gobierno de Menem, atraviesa los gobiernos siguientes hasta los primeros años de la administración de Néstor Kirchner. Este es un período de resistencia: el óptimo paretiano se ha corrido hacia dentro y los equilibrios aceptables para el sector, que antes se relacionaban con el crecimiento y la aprobación de proyectos, ahora tienen que ver con la supervivencia, en tres sentidos: trabas al proyecto privatizador; supervivencia de los recursos humanos, intentando cuidar el empleo y la capacitación; y cuidado y mantenimiento del capital físico tecnológico y las instalaciones.

Las trabas al proyecto privatizador se ven con mucha claridad cuando uno observa lo que ocurre en esos años con la regulación de la actividad: en cumplimiento con exigencias internacionales, el gobierno argentino le “quita” a la CNEA las atribuciones regulatorias y crea una entidad independiente (el ENREN primero y la Autoridad Regulatoria Nuclear luego). Pero, entretenido con la reforma de la CNEA y la privatización de las *utilities*, deja en manos de los propios profesionales del sector el control de la regulación⁴². Ello redunda en dos consecuencias, encadenadas una a la otra: se constituye un regulador muy poderoso, con funciones de juez y policía que, a su vez, impone condiciones de *safety* altas que vuelven muy costosa la privatización de las *utilities* (que se queda sin oferentes) y mucho más costoso el *decommisioning*. En suma: el gobierno argentino creó una empresa pública (Nucleoeléctrica Argentina SA) que no puede privatizar ni cerrar⁴³. La única privatización importante fracasada durante ese período fue la de las centrales nucleares. El “cuchillo hasta el fondo y sin anestesia” no funcionó en el sector nuclear.

En cuanto a las estrategias de supervivencia, se detectan dos: la búsqueda de nuevas competencias laborales, ya sea a título individual o desde las empresas; y la salida al exterior. En el primer caso, el ejemplo más paradigmático es INVAP⁴⁴, que desarrolla competencias en otros campos que la

⁴¹ Fuente: Latinobarómetro. Para la teoría sobre segunda modernidad, ver Giddens (1993), Beck (1997), Baumann (2002).

⁴² Básicamente, la ex Gerencia de Protección Radiológica de la CNEA se constituye en la ARN, más un grupo de profesionales que vienen de otros sectores, que arman el grupo de Salvaguardias.

⁴³ Un profesional histórico de la CNEA que terminó su carrera en ARN planteó en una entrevista: “el gobierno estaba tan enfocado en la privatización que nos dejaron la parte de la regulación de la ley nuclear a nosotros. Y le íbamos agregando poder a la ARN y más poder, y nos decían ‘ok, ok’. Finalmente, cuando se dieron cuenta, ya no podían ir para atrás porque le habían prometido al mundo que iban a ser los más cumplidores en cuanto a estándares internacionales. ¿Cómo iban a quitarle independencia y poder al regulador independiente?”

⁴⁴ Investigaciones Aplicadas es una empresa pública, propiedad de la CNEA y la Provincia de Río Negro. Fue creada en tiempos de Castro Madero para llevar adelante los proyectos que para la CNEA resultaban

vuelven sumamente competitiva (por ejemplo el espacial). De hecho, la actividad nuclear es hoy apenas una de las divisiones de INVAP. Lo remarcable aquí es que tanto las estrategias individuales como las institucionales fueron concebidas como transitorias por la mayoría, como una estrategia para “mantenerse y volver”. No hay un registro cuantitativo de las carreras de los profesionales del sector, pero las entrevistas realizadas permiten inferir que así fue en la mayoría de los casos. En el caso del personal que emigró al exterior, lo que aparece es que los profesionales del sector recurrieron a sus contactos internacionales, ya sea en proyectos industriales o exportaciones de tecnología al exterior, o en el Organismo Internacional de Energía Atómica. En todos los casos, el objetivo era mantener el trabajo y el entrenamiento, y el funcionamiento siempre fue en red: se trataba de ayudar a otros. Un trabajo de Alcañiz (2013) muestra evidencia sobre el uso de las Redes Arcal con este propósito⁴⁵.

Finalmente el sector intentó, con cierto éxito comparado con otros sectores, mantener el capital físico y las instalaciones. El citado ejemplo de poner regulación alta para evitar la privatización, o el uso *in extremis* de las ventajas de la relación principal-agente son dos procesos claros⁴⁶. Pero quizás el caso más paradigmático para el propio sector es el de la Planta de Enriquecimiento de Uranio de Pilcaniyeu. Un “capital” muy caro para el sector nuclear, uno de sus orgullos: Argentina fue el séptimo país del mundo en enriquecer uranio, en 1983. Pilcaniyeu fue cerrado por el gobierno de Menem y, entre su cierre y su reapertura en 2006, fue mantenido casi a pulmón por un grupo muy reducido de profesionales y técnicos de la CNEA. Como la instalación se encontraba bajo salvaguardias internacionales por su carácter “proliferante”, el poder político nunca se atrevió a desmantelarla, por lo que la CNEA siempre pudo mantener una guardia mínima a la espera de tiempos mejores.

5. Recapitulación y conclusión

complicados por su carácter de organismo público. Hoy es un jugador global que no requiere de fondos públicos, con alta competitividad en algunos campos tecnológicos.

⁴⁵ Un profesional muy destacado en materia de protección radiológica, que durante muchos años tuvo un cargo directivo en el OIEA planteó que “lo que yo siempre buscaba era darle laburo a los colegas de allá, dentro de lo posible, porque sabía que iba a quedar bien adentro del organismo porque los argentinos son buenos; y además para mantenerlos entrenados y para que puedan ganar más plata que la miseria que les pagaba la CNEA y no se fueran a otro lado”. En otra entrevista, un ingeniero de CNEA que trabajó meses en proyectos nucleares en Egipto como parte de un convenio de INVAP, dijo: “vivías muy lejos de tu familia, pero trabajabas en proyectos nucleares en marcha, con presupuesto, y además te traías plata como para vivir un año. Te mantenías en carrera y te pagaban. La opción era llenar papelitos en la CNEA por una miseria”.

⁴⁶ “Los tipos no tenían idea de lo nuclear, y le tenían un poco de miedo. Si vos le decís ‘ojito porque al cerrarlo podés contaminar todo, ya les daba suficiente miedo como para no meterse con eso’. Igual, hubo períodos en que las instalaciones funcionaron muy cerca del límite en cuanto a recursos.

Se asume que este trabajo muestra suficiente evidencia (aunque cualitativa y aplicada a un caso) de que las hipótesis planteadas tienen validez para explicar la relación entre la burocracia tecnológica especializada y quien toma la decisión (el gobierno, o el poder político). El caso argentino muestra en forma extrema como este mecanismo causal se pone en juego. En ningún momento de la historia (salvo quizás el fundacional, que entendemos como parte de la coyuntura crítica) el poder político tomó decisiones “todas las cartas sobre la mesa”. El sector nuclear (la burocracia tecnológica) usó siempre de la manera más eficiente posible la asimetría a su favor en la información. En el período que aquí se denomina como el de la “poderosa coalición” ese mecanismo funcionó a la mayor eficiencia posible: la coalición nuclear manejó a su favor la asimetría informativa casi en el límite, entendido este como el punto previo a la ruptura del equilibrio. El sector nuclear argentino tuvo más recursos que nunca, y más que ningún otro sector tecnológico, lo que le permitió desplegar un alto nivel de desarrollo.

Este modelo de desarrollo es muy productivo para el sector, en indirectamente lo es para la sociedad, en tanto disfruta de los beneficios del desarrollo. Sin embargo, no necesariamente es eficiente a nivel macro, en tanto implica que el gobierno decide bajo condiciones de fuerte asimetría informativa.

Como comentario final, se destaca como tarea pendiente completar la presente investigación con un estudio similar del desarrollo brasileño. La cantidad de información disponible, la comparabilidad de ambos países y la extensa literatura comparada, tornan casi ineludible esa tarea. Sin el caso brasileño, y sin la perspectiva comparada, este es un trabajo incompleto.

6. Referencias

- Adler, E.** (1991) *The Power of Ideology: The Quest for Technological Autonomy in Argentina and Brazil (Studies in International Political Economy)*. University of California Press.
- Alcañiz, I.** (2013), *La política Nuclear Internacional de Argentina*. Paper presentado en el Seminario “La Política Nuclear en Argentina y el mundo”. Udesa, Unsam, ARN.
- Bauman, Z.** (2002), *Modernidad Líquida*. Buenos Aires, Fondo de Cultura Económica.
- Beck, U.** (1997), “Teoría de la sociedad del riesgo” y “Teoría de la modernización reflexiva”. En: Beriain, J. (comp.): *Las consecuencias perversas de la modernidad*
- Durkheim, E.** (1992), Las formas elementales de la vida religiosa. Madrid, Akal.
- Evans** (1995), *Embedded Autonomy: states and industrial transformation*. Princeton University Press.

Evans, P., Rueschmeyer, D. y Skocpol (eds.) (1985) *Bringing the State Back In.* University of Cambridge Press.

Gadano, N. (2006). *Historia el Petróleo en Argentina: 1907.1955: Desde los inicios hasta la caída de Perón.* Edhasa, Buenos Aires.

Gerring, J. (2004), “What Is a Case Study and What Is It Good for?” *American Political Science Review* Vol. 98, No. 2 May 2004

Giddens, A. (1993), *Consecuencias de la modernidad.* Madrid, Alianza Editorial.

Hurtado, D. (2010). *La Ciencia Argentina. Un proyecto inconcluso 1930-2000.* Buenos Aires: Edhasa

Hurtado, D. (2012). “Cultura tecnológico-política sectorial en contexto semiperiférico: el desarrollo nuclear en la Argentina (1945-1994)” en *Revista CTS*, nº 21, vol. 7, Agosto de 2012 (pág. 163-192)

Hurtado, D. (2014), *El sueño de la Argentina Atómica.* Edhasa, Buenos Aires.

Kutchesfahani, S. (2010), *Politics & The Bomb: Exploring the Role of Epistemic Communities in Nuclear Non-Proliferation Outcomes.* London: UCL. Department of Political Science (Tesis Doctoral)

Mariscotti, M. (1985), *El secreto atómico de Huemul. Crónica del origen de la energía atómica en la Argentina.* Buenos Aires, Sudamericana-Planeta

Mundo Atómico. Diversos ejemplares.

Potter, W. & Gaukhar Mukhatzhanova (2010) *Forecasting Nuclear Proliferation in the 21st Century.* Stanford: Stanford University Press

Przeworski, A. (2007), “Acerca del diseño del Estado: una perspectiva principal-agente”, en C. Acuña (comp.) *Lecturas sobre el Estado y las políticas públicas: Retomando el debate de ayer para fortalecer el actual.* Buenos Aires: Programa de Modernización del Estado. Jefatura de Gabinete de Ministros, pp. 143-168

Revista CNEA. Artículo 2001 y Nros 37/38, 2010

Ribeiro de Andrade, A. (2012) “Átomos na política internacional” en *Revista CTS*, nº 21, vol. 7, Agosto de 2012 (pág. 113-140)

Santos, E. (sin fecha). El diablo de Maxwell. Mimeo.

Sikkink, K. (1993), “Nuevo institucionalismo y política desarrollista: capacidad y autonomía del estado en Argentina”, en *Desarrollo Económico.* Vol. 32 No. 128, pp. 501-531.

Key Note Address. Imputability of Health Effects to Low-dose Radiation Exposure Situations

González, J.A.

KEY NOTE ADDRESS

IMPUTABILITY OF HEALTH EFFECTS TO LOW-DOSE RADIATION EXPOSURE SITUATIONS

González, A.J.

**Nuclear Regulatory Authority
Argentina**

ABSTRACT

AIM

The key note address is aimed to discuss a crucial issue in nuclear law: whether or not late health effects of stochastic nature, such as radio-induced cancer or heritable effects, are attributable to radiation exposure situations delivering relatively low radiation doses and, therefore, whether such effects are imputable to those responsible of such situations. The term low dose is used in the presentation when referring to doses similar to natural background doses.

CONUNDRUM

In the author's memory one of the earlier discussions related to the issue of attributing health effects to relatively low dose exposure situations took place at a symposium on liabilities and guarantees in the aftermath of nuclear accidents, which was jointly organized by the OECD Nuclear Energy Agency (NEA) and the International Atomic Energy Agency (IAEA), in Helsinki, Finland on 31 August-3 September 1992 (NEA 1993). While the symposium was aimed at discussing the nuclear third party liability regime established by the Paris and Vienna Conventions, it also assessed the lesson learned from the Chernobyl accident in the context of that regime. Thus, a conundrum related with the aim of this paper was discussed at the symposium, namely the dilemma of causation *vis-à-vis* the radiological health consequences of the Chernobyl accident (González 1993).

In fact, it was in the aftermath of the Chernobyl accident that such conundrum developed. The confusing attribution of health effects was particularly serious after the Chernobyl accident and caused severe mental distress and significant psychological harm to the affected population. It has been done by dilettantes and published by sensationalistic media, but also by experts and issued by renowned scientific academies. A 2006 analysis (Cardis et ál. 2006) concluded that Chernobyl may eventually cause 16 000 thyroid cancers and 25 000 other cancers in Europe by 2065, and that 16 000 of these cancers will be fatal (since thyroid cancer is rarely fatal, most of the cancer deaths will be from other cancers), with the caveat that these estimates do not consider the recovery-operation workers. Moreover, according to a book published in 2009 (NYAS 2010) authored by three Russian scientists including the former director of the Institute of Nuclear Energy of the National Academy of Sciences of Belarus, the Chernobyl death toll amounted to 985 000 people between 1986 and 2004. In the media it was

claimed inter alia that the Chernobyl nuclear accident caused as many as 170 000 cancer deaths in North America alone (www.huffingtonpost.com/john-rosenthal/level-7-major-nuclear-acc_b_852666.html). The Union of Concerned Scientist (UCS) released a revision to their previous estimates of deaths caused by Chernobyl, which revises them slightly downward from their original posing (7 April 2011), from 70 000/35 000 to 53 000/27 000 (<http://allthingsnuclear.org/post/4704112149/howmany-cancers-did-chernobyl-really-cause-updated>). In spite of these apocalyptic predictions, the only consistent evidence of harm from the Chernobyl reactor accident to the general population has been the thyroid cancer epidemic that followed the ingestion of radioactive iodine in contaminated milk by children. According to the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), after 20 years of study, no other cancers have been convincingly linked to Chernobyl radiation, even among the recovery workers (UNSCEAR 2008).

Unsurprisingly, a similar situation is occurring in the aftermath of the accident at the Fukushima-Daiichi nuclear power plant in Japan. One attempt purported that total deaths will lie in the range 15–1300, while incident cases will number 24–2500—noting that these are cancers among the public (of the order of a million people exposed) and not among the workers at the NPP (Ten Hoeve and Jacobson 2012a).

THE ROOT OF THE PROBLEM

Current international radiation protection recommendations issued by the International Commission on Radiological Protection (ICRP) and radiation safety standards issued by international intergovernmental organizations under the aegis of the IAEA, set up limits on individual public doses to a fraction of average natural background doses and on occupational doses to levels similar to typically high levels of natural background.

They also adopts a prudent protection model for inferring *nominal* radiation risks, expressed as a nominal subjective probabilities of radiation effects per unit dose, according to which it is supposed that any increment in dose would induce a proportional increment in radiation risk even at low doses.

The root of the problem of attribution is that the nominal risk adopted for radiation protection purposes have been misused. They have been multiplied by collective doses calculated over large populations. The result of such multiplications is then equated to deaths attributable to the population exposure. In fact, while in many radiation exposure situations individual doses incurred by the public are generally comparable to natural background doses, the sum of all individual doses, however small, attributable to the accident – that is the collective dose incurred by the population as a result of the accident – were commensurate. Some people both, nonscientists and experts alike, were tempted to multiply such collective dose (expressed in person x unit dose) by the nominal risk factors used for radiation protection purposes (which are expressed in the reciprocal of unit dose) and conclude that the result (expressed in persons) did equate to death persons.

Both, ICRP and UNSCEAR have clearly indicated that this calculation should not be done. The collective dose is an extensive quantity, which is serviceable for pondering different radiation protection options but it was never intended as a tool for epidemiological risk assessment, and it is inappropriate to use it in risk projections. It is

epistemologically inappropriate both, the aggregation of very low individual doses over extended time periods, and in particular, the calculation of the number of cancer deaths based on collective effective doses from trivial individual doses should be avoided.

Notwithstanding the above, theoretical calculations of cancer deaths from low-doses exposure situations have proliferated. In some low dose radiation exposure situations, particularly after accidents, nominal risk coefficients have been improperly used to ascribe hypothetical future deaths. Speculative, unproven, undetectable and ‘phantom’ numbers are obtained by multiplying the nominal risk coefficients by an estimate of the collective dose received by a huge number of individuals theoretically incurring very tiny doses that are hypothesized from radioactive substances released into the environment.

These hypothetical computations of effects are based on assumptions that cannot be validated because the estimated doses are substantially below the level where epidemiology has the ability to detect increases above the natural occurrence. The large number of deaths reported following these theoretical predictions, especially when not contrasted with the normal high occurrence of death, is alarmist and unfounded and has caused severe anxiety and emotional distress in the affected population

MISUSE OF THE COLLECTIVE DOSE CONCEPT.

Part of the confusion in attributing effects to low-dose radiation exposure situations is triggered by a misinterpretation of the quantities used by the ICRP, particularly of the quantity collective dose, coupled with misunderstanding the concept termed *detriment-adjusted nominal risk coefficient*, which is used by ICRP for radiation protection purposes only. These coefficients are not applicable to actual individuals because they are sex-averaged and age-at-exposure-averaged lifetime risk estimates for a representative population. In fact, these coefficients are termed ‘nominal’ because they relate to the exposure of a hypothetical population of women and men with a typical age distribution and are computed by averaging over age groups and both sexes. They are used to define the main radiological protection quantity, the effective dose, which is computed by age- and sex-averaging. There are many assumptions inherent in the definition of nominal factors to assess effective dose and the estimates are defined explicitly for no other intent than radiological protection purposes. These coefficients should not be used to estimate the mathematical expectations of harm in a real population exposed to small radiation doses, much less to attribute prospectively potential deaths in this population.

The ICRP has stressed that effective dose is a prospective protection quantity to be used for the purposes of radiological protection in prospective dose assessments for planning and optimisation of protection, and in demonstration of compliance with dose limits for regulatory purposes. Effective dose is not recommended (and would be inappropriate) for epidemiological evaluations, and should not be used for retrospective investigations of risk or health effects (ICRP 2007, section j).

The quantity collective effective dose is the summation of the individual effective doses calculated for each person in an exposed population, and the ICRP recommends that the collective dose should be used as an instrument for optimization, for comparing radiological protection options, predominantly in the context of occupational exposure

(ICRP 2007, section k, and annex B, section B.234ff). The ICRP and UNSCEAR have stated that the collective effective dose is not intended as a tool for epidemiological risk assessment, and it is inappropriate to use it in risk projections. The ICRP and UNSCEAR have underlined that the aggregation of very low individual doses over extended time periods is inappropriate, and more importantly the calculation of a theoretical number of cancer deaths based on collective effective doses from trivial individual doses should always be avoided (ICRP 2007, section k; UNSCEAR 2012).

INFERRING RISK

While radiation risks and effects are both detriment-related concepts, they have a distinct meaning in the ICRP Recommendations. Risk is related to the probability (or chance) that an effect will occur, whereas effect is the outcome of concern. Risk may be inferred, while effects should be observed. The distinction is important for low radiation dose situations. Radiation-related cancer risks are inferred using formal quantitative uncertainty analysis that combines the different components of estimated radiation-related cancer risk, accounting for their uncertainties, with and without allowing for an uncertain possibility of a low dose threshold below which no risk is assumed.

Conversely, actual cancers in specific cohorts of people may be revealed by epidemiological studies where elevations in cancer occurrence are observed. While the ICRP Recommendations imply that risks may be inferred for any prospective assessment of generic radiation exposure situations, such inference of radiation risks should not be automatically interpreted as meaning that effects, e.g. cancer deaths of specific individuals, will be revealed by retrospective assessment. ICRP Publication 99 (ICRP 2005, section 47) summarizes the dilemma: '*At low and very low radiation doses, statistical and other variations in baseline risk tend to be the dominant sources of error in both epidemiological and experimental carcinogenesis studies, and estimates of radiation-related risk tend to be highly uncertain because of a weak signal-to-noise ratio and because it is difficult to recognize or to control for subtle confounding factors. At such dose levels, and with the absence of bias from uncontrolled variation in baseline rates, positive and negative estimates of radiation-related risk tend to be almost equally likely on statistical grounds, even under the LNT theory*' (the LNT [Linear-non-threshold] model is a dose-response model used by ICRP for radiation protection purposes, which is based on the assumption that, in the low dose range, radiation doses greater than zero will increase the risk of excess cancer and/or heritable disease in a simple proportionate manner). Following exposure to low radiation doses below about 100 mSv an increase of cancer has not been convincingly or consistently observed in epidemiological or experimental studies and will probably never be observed because of overwhelming statistical and biasing factors.

In sum, theoretical cancer deaths after low dose radiation exposure situations are obtained by inappropriate calculations based on the LNT model and misuse of the collective dose concept. Any effects—if they occur at all—will be so small that they would fall within the ‘noise’ (scatter) of the ‘spontaneous’ cancer of unexposed people.

ATTRIBUTING HEALTH EFFECTS.

UNSCEAR has addressed the attribution of health effects to different levels of exposure to ionizing radiation, and reached the following conclusions (UNSCEAR 2012) [Note: the parts in bold are specifically relevant for the purposes of this presentation]:

- (a) An observed health effect in an individual could be unequivocally attributed to radiation exposure if the individual were to experience tissue reactions (often referred to as “deterministic” effects), and differential pathological diagnosis were achievable that eliminated possible alternative causes. Such deterministic effects are experienced as a result of high acute absorbed doses (i.e. about one gray or more), such as might arise following exposures in accidents or in radiotherapy;
- (b) Other health effects in an individual that are known to be associated with radiation exposure — such as radiation-inducible malignancies (so-called “stochastic” effects) — cannot be unequivocally attributed to radiation exposure, because radiation exposure is not the only possible cause and there are at present no generally available biomarkers that are specific to radiation exposure. Thus, unequivocal differential pathological diagnosis is not possible in this case. Only if the spontaneous incidence of a particular type of stochastic effect were low and the radiosensitivity for an effect of that type were high (as is the case with some thyroid cancers in children) would the attribution of an effect in a particular individual to radiation exposure be plausible, particularly if that exposure were high. But even then, the effect in an individual cannot be attributed unequivocally to radiation exposure, owing to competing possible causes;
- (c) An increased incidence of stochastic effects in a population could be attributed to radiation exposure through epidemiological analysis — provided that, inter alia, the increased incidence of cases of the stochastic effect were sufficient to overcome the inherent statistical uncertainties. In this case, an increase in the incidence of stochastic effects in the exposed population could be properly verified and attributed to exposure. If the spontaneous incidence of the effect in a population were low and the radiosensitivity for the relevant stochastic effect were high, an increase in the incidence of stochastic effects could at least be related to radiation, even when the number of cases was small;
- (d) **Although demonstrated in animal studies, an increase in the incidence of hereditary effects in human populations cannot at present be attributed to radiation exposure; one reason for this is the large fluctuation in the spontaneous incidence of these effects;**
- (e) Specialized bioassay specimens (such as some haematological and cytogenetic samples) can be used as biological indicators of radiation exposure even at very low levels of radiation exposure. However, the presence of such biological indicators in samples taken from an individual does not necessarily mean that the individual would experience health effects due to the exposure;
- (f) **In general, increases in the incidence of health effects in populations cannot be attributed reliably to chronic exposure to radiation at levels that are typical of the global average background levels of radiation.** This is because of the uncertainties associated with the assessment of risks at low doses, the current absence of radiation-

specific biomarkers for health effects and the insufficient statistical power of epidemiological studies. Therefore, **UNSCEAR does not recommend multiplying very low doses by large numbers of individuals to estimate numbers of radiation-induced health effects within a population exposed to incremental doses at levels equivalent to or lower than natural background levels;**

(g) UNSCEAR notes that public health bodies need to allocate resources appropriately, and that this may involve making projections of numbers of health effects for comparative purposes. This method, though based upon reasonable but untestable assumptions, could be useful for such purposes provided that it were applied consistently, the uncertainties in the assessments were taken fully into account, and it were not inferred that the projected health effects were other than notional.

In summary, radiation health effects cannot be attributed to low-dose radiation exposure situations although it might be reasonable to infer risk for radiation protection purposes.

EPISTEMOLOGICAL LIMITATIONS

One reason of all the confusion between attribution of effects and inference of risk might be founded in epistemological limitations that have been ignored by scientists and decision makers alike. Epistemology is the branch of philosophy that deals with the nature of knowledge, i.e. ‘how we know what we know’. The epistemological limitations of the sciences of radiobiology and radioepidemiology, and their influence on the attribution of health effects to low dose exposure situations are often ignored. A clear explanation of the epidemiological limitations described above and the more fundamental epistemological limitations are essential for understanding the reasons why collective effective doses aggregated from small notional individual doses should not be used to attribute health effects to radiation exposure situations, neither retrospectively nor prospectively. The epistemology on radiation effects and risks associated to low radiation dose exposure situations has been amply discussed in the peer reviewed literature (González, 2011) and more recently in relation to the problems of attribution related to the Fukushima-Daiichi accident González et ál., 2013).

The attribution of radiation effects is a retrospective notion based on the concept of provability, which involves counterfactual analysis, demonstrability of the effects occurrence and finally, the professional attestation that effects have actually been incurred in a given past exposure situations. Conversely, the inference of radiation risk as a prospective notion associated with the concept of probability, which quantifies risk in prospective exposure situations on the bases of previous knowledge. Such knowledge includes radiobiological experimentation and also epidemiological experience that is only available for exposure situations involving high doses and usually high dose-rates. Epidemiological outcomes are usually expressed as frequencies, usually frequencies of incidence of a particular health effects in a populations, which in turn can be converted into frequentistic probabilities. But since frequentist probabilities are not available for low-dose exposure situations, usually subjective Bayesian probabilities have to be used to quantify risk. Under present knowledge, radiation risks are inferable for prospective low-dose radiation exposure situations, however small the expected doses may be. Therefore, ascribing nominal radiation risks to planned exposure situations for radiation protection purposes is proper for reasons of duty, responsibility, prudence and precaution.

Notwithstanding the above, the prospective inference of radiation risk does not imply that actual effects can be automatically attributed retrospectively to low-dose exposure situations. While there are reasons for experts to ascribe ‘detriment-adjusted nominal risk coefficients’ to prospective exposure situations involving low radiation doses and impose commensurate radiological protection measures, these coefficients should not be used for attributing prospective health effects to radiation exposure situations at doses below the levels at which increased incidence can be actually observed if they occurred at all. Reporting of theoretical future cancer deaths due to low-dose radiation exposure situations becomes an important ‘detriment’ (and inappropriate measure of harm) to the affected people.

In fact attribution refers to the knowledge required for assigning health outcomes to past radiation exposure situations, namely for connecting radiation effects to precedent radiation exposure situations (and therefore assigning them unequivocally to the situation). This is different than the aptitude for inferring radiation risks to planned prospective radiation exposure situations. In this respect, the epistemology of attribution is associated, respectively, with the subtly distinct concepts of probability and provability, expressed with these quasi-homonymous terms that cause much misunderstanding. They derive from a common root, the Latin probare, which means both ‘to test’ and ‘to demonstrate’. This akin terminology is a recipe for confusion, and an adequate semantics has been absent for conveying the concepts associated with radiation hazards.

FROM ATTRIBUTABILITY TO IMPUTABILITY

After a long journey it seems that the scientific community has reached a consensus on health effects at low doses: risk can be inferred but actual effects cannot be attributed. This important scientific consensus should now be converted in legal instruments that address the problem of imputation of radiation health effects

Attribution should not be considered as a synonym of the legal term imputation. Attributing means regarding something (e.g. health effects) as being caused by something else (e.g. radiation exposure). Diversely, imputing means ascribing to someone to be the cause of something (especially something bad). For example, in relation to radiation, imputation could mean accusing an employer of causing radiation harm to an occupationally exposed worker, or accusing a nuclear operator of causing radiation harm to members of the public. Until now, imputation has been mainly related to occupational compensation claims, for example as part of a multi-stage test for legal liability associated with the causal relationship between the conduct of employers of occupationally exposed workers and the occupational harm that those workers may have experienced. These occupational issues have already been internationally considered (ILO, 2010).

The time is ripe now for legal experts to convert the scientific achievements on attributability in legal guidance on imputability. The nuclear legal experts in general and those in Interjura in particular and, specifically those of the prestigious International Nuclear Law Association are invited to address this important challenge.

REFERENCES

- Cardis E et ál. 2006. *Estimates of the cancer burden in Europe from radioactive fallout from the Chernobyl accident.* Int. J. Cancer 119 1224–35.
- González 1993. González, Abel J. *The radiological health consequences of Chernobyl: the dilemma of causation.* NEA 1993 (op. cit.), page 25.
- González 2011. *Epistemology on the attribution of radiation risks and effects to low radiation dose exposure situations.* Int. J. Low Radiation, Vol. 8, No. 3, 2011.
- Gonzalez et ál. 2013. *Radiological protection issues arising during and after the Fukushima nuclear reactor accident.* J. Radiol. Prot. 33 (2013) 497–571.
- ICRP 2005. Low dose extrapolation of radiation-related cancer risk ICRP Publication 99; Ann. ICRP 35 (4).
- ICRP 2007. *The 2007 recommendations of the International Commission on Radiological Protection.* ICRP Publication 103; Ann. ICRP 37 (2–4).
- ILO 2010. *Approaches to attribution of detrimental health effects to occupational ionizing radiation exposure and their application in compensation programmes for cancer,* Jointly published by the International Labour Organization (ILO), the International atomic Energy Agency (IAEA) and the World Health Organization (WHO), Publication ILO-OSH 73, Geneva.
- NEA 1993. Nuclear Accidents: Liabilities and Guarantees. Proceedings of a Symposium organised jointly by the OECD Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency in Helsinki, Finland, on 31 August-3 September. OECD Nuclear Energy Agency, Paris, June 1993. ISBN-10: 9264038744. ISBN-13: 978-9264038745.
- NYAS 2010 Chernobyl: Consequences of the Catastrophe for People and the Environment (Annals of the New York Academy of Sciences Volume 1181) ed A V Yablokov, V B Nesterenko and A V Nesterenko, December 2009.
- Ten Hoeve J E and Jacobson M Z 2012a Worldwide health effects of the Fukushima Daiichi nuclear accident Energy Environ. Sci. 5 8743–57.
- UNSCEAR 2008. Sources and effects of ionizing radiation Report to the General Assembly with Scientific Annexes (New York: United Nations) Sales No. E.10.XI.3. ISBN 978-92-1-142274-0 and ISBN-13: 978-92-1-142280-1; e-ISBN-13: 978-92-1-054482-5.
- UNSCEAR 2012 Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation; Fifty-ninth session. United Nations General Assembly; Official Records; Sixty-seventh session; Supplement No. 46; Document A/67/46; section 25 (New York: United Nations).

Towards a Convention on Radiation Safety and Security

González, J.A.

TOWARDS A CONVENTION ON RADIATION SAFETY AND SECURITY

González, A.J.

Argentine Nuclear Regulatory Authority

INTRODUCTION

An international legally biding undertaking that specifically addresses safety and security of ionizing radiation (or *radiation* in short) is an overdue necessity. Such an instrument has been requested by the scientific community for a long time. A quarter of a century has elapsed since it was first considered a growing necessity. The time seems to be ripe for legal experts to negotiate a Convention on Radiation Safety and Security. The purpose of this paper is to review the developments leading to such a conclusion and to refresh the request.

Since their discoveries more than 100 years ago, the phenomena of radioactivity and the radiation emitted by radioactive substances and *ad hoc* apparatuses (such as x-ray machines and accelerators) have become widely used for human wellbeing. Their use in medicine, for instance, has grown to such an extent as to become the major source of human radiation exposure. While radiation usage is very beneficial for mankind, endeavours involving radiation shall be safe and secure.

Although the vast majority of radioactive sources used around the world are managed safely and securely, and bring many benefits to humankind, accidents involving radiation sources have occurred, some with serious — even fatal —consequences. Many of these accidents have been reported by the International Atomic Energy Agency; see for example references (IAEA, 1988, 1996b, 1998b, 2000a,b,c, 2002a,b). Thus, starting around the last decade of the past century, there was growing international concern about radiation sources that for one reason or another were not subject to regulatory control or over which regulatory control had been lost.

Historically, the protection of people against radiation and implicitly the safe use of radiation sources have been governed by recommendations from the International Commission on Radiological Protection (ICRP), a professional charity founded in 1928, which over the years has developed, maintained, and elaborated an international system of radiation protection used world-wide as the common basis for standards, legislation, guidelines, programmes, and practice. The latest recommendations from ICRP have been published as ICRP Publication 103 (ICRP 2007).

International radiation safety standards based on the ICRP recommendations have been established under the aegis of the IAEA since the IAEA foundation in 1955. These standards have been developed in co-sponsorship with the specialized Agencies of the United Nations. They have included security requirements, firstly implicitly and ultimately explicitly. Most national regulations on radiation safety and security follow ICRP recommendations and are coherent and consistent with international standards.

It should be recognized that there has been many misunderstanding with re concept of radiation *safety* and radiation *security*. By 'radiation *safety*' we usually mean the assembly of technical and managerial features that diminish the likelihood of something going wrong with a radiation activity as a result of which people become overexposed. By 'radiation *security*' we mean the assembly of technical and managerial features that prevent any unauthorized activity with radiation by ensuring that their control is not relinquished or improperly transferred. Radiation security is a constitutive, important but subsidiary, component of radiation safety. It could therefore be concluded that the repetitive use of the expressions 'safety and security', 'safe and secure' is simply tautological and perhaps confusing, because 'security' is a necessary (but not sufficient) condition for 'safety'. This is because of simple logic: while a secure radiation source (namely a source where its radioactive materials are kept secure, under proper control, physically protected) is not necessarily a safe radiation source (namely, a source unlikely to produce radiation harm), a radiation source cannot be safe unless it is secure.

The misunderstanding between the concepts of safety and security has caused misinterpretations and misapprehensions and a vast waste of intellectual energy and precious resources and it has been aggravated by translation. Safety originated from the Latin adjective '*salvus*', meaning well, unharmed, saved; security is coming from the Latin adjective '*securus*', which literally means without care, carefree, careless, but is used as antonymous of these concepts. But most major European languages other than English have lost or mess-up these original Latin roots. These languages do not make distinction between safety and security, having lost the '*salvus*' root and just kept the '*securus*' root to mean both, safety and security. In the Castilian language the problem was addressed by qualifying the noun with the adjectives *technological* (for safety) and *physical* (for security), a mistaken qualification that has enhanced uncertainty (González, 2010).

The self-evident logic of radiation security being an element of radiation safety was crystal clear before the terrorist drama of September 11, 2001, but it became diluted afterwards in the outburst of security activities triggered by those ill-fated events. As a result, many misunderstandings occurred, technical mistakes were made, resources were wasted, and on many occasions safety was undesirably hampered. An unfortunate outcome from the security outbreak that followed the September 11 events was the *de facto* equalization of security and antiterrorism. This somehow resulted in an undesired limitation, reducing the complex strategic problem of combating terrorism into a tactical necessity of the moment. An essential fact was simply ignored: most of the many radiation security breaches have been the result of incompetence, ineffectiveness, ineptitude and even stupidity, rather than of maliciousness or malevolence. In fact, as the ICRP had recognized (ICRP 2005), secured sources can, and have, become unsecured through a variety of circumstances, not necessarily through terrorism. Historically, in the most common cases, control over the source was relinquished inadvertently, and then the source was misused, without any premeditated malicious intent. In other cases, many sources have been found to be orphaned of any control and were therefore completely unsecured. A relatively large number of radiological accidents have occurred because of these unintentional breaches in source security or because an orphan source was inadvertently found. Perhaps, a lot of energy and resources could have been saved if it had been recognized that a main relevant issue for dealing with radiological and nuclear terrorism was to guide decision makers for

responding to security breaches leading to a radiological or nuclear terrorist incident, as promoted by the US National Council on Radiation Protection & Measurements (NCRP, 2010).

In sum, it can be said therefore that a consensual international regime on radiation safety has existed for many years and that such regime implicitly included radiation security. Security has been enhanced and perhaps distorted after the September 11 events. While such a regime has been widely accepted, it never included any international instrument establishing specific legally binding international obligations on radiation safety and security.

The lack of such obligations is surprising. Radioactivity and radiation are universally used and they do not recognize borders. The consequences of breaches in radiation safety and security may transcend national jurisdictions. Therefore, countries should have been interested not only in their own radiation safety and security but also in those of their neighbours. The international legal dimension of radiation safety and security is undeniable but has been denied in practice.

Even more surprising is that this clear need was underlined by the scientific community for many years but ignored by decision makers. States have been eager to agree on international conventions imposing compulsory obligations on a number of safety and security issues, some closely related to radiation, but were reluctant to engage in negotiations aimed at agreeing legally binding instruments specifically focused on the main generic issue: radiation safety and security. Instead they preferred to agree on a ‘soft-law’ non-binding ‘code of good conduct’ on the safety and security of radiation sources, a parody of a real legal instrument.

The time seems to be ripe to re-visit the issue. The paper reviews the extant radiation safety and security related conventions and radiation safety and security standards as well as the requests by the scientific community for a legally binging undertaking and finalize with a questioning towards a new future.

RELATED CONVENTIONS

Several legal instruments related to some aspects of radiation safety have been agreed under the auspices of the IAEA. They include the *Convention on Early Notification of a Nuclear Accident*, the *Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency* (IAEA 1986), the *Nuclear Safety Convention* (IAEA 1994) and the *Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management* (IAEA 1997). These safety conventions cover some obligations for radiation safety, but they were designed for different purposes; it is to be noted that the term security does not appear even once in these instruments!

Other legal instruments have been agreed that address the issue of security exclusively (IAEA 2001a). They are the *Convention on the Physical Protection of Nuclear Material* (CPPNM) and the *International Convention for the Suppression of Acts of Nuclear Terrorism* (ICSANT), and two resolution of the UN Security Council: the 2001 *UN Security Council Resolution 1373*, which is aimed at preventing and suppressing the financing of terrorist acts; and the 2004 *UN Security Council Resolution 1540*, which is aimed at States to adopt legislation to prevent the proliferation of nuclear, chemical and

biological weapons. There also exist security-related primary legal instruments under the auspices of the International Maritime Organization, such as the *Convention for the Suppression of Unlawful Acts against the Safety of Maritime Navigation* and the *Protocol for the Suppression of Unlawful Acts against the Safety of Fixed Platforms located on the Continental Shelf*. The IAEA is also cooperating with the UN's *Counter Terrorism Implementation Task Force* (CTITF), especially on inter-agency coordination in the event of nuclear terrorism. While extremely important for the global fight against terrorism, all these undertakings and activities seem to be collateral to the objective of ensuring the safe and secure use of radiation.

INTERNATIONAL STANDARDS

There is a long tradition on international standards for radiation protection. The Board of Governors of the IAEA first approved radiation protection and safety measures in March 1960 (IAEA, 1960), when it was stated that "The Agency's basic safety standards ... will be based, to the extent possible, on the recommendations of the International Commission on Radiological Protection (ICRP)". The Board first approved basic safety standards in June 1962; they were published by the IAEA as Safety Series No. 9 (IAEA; 1962). A revised version was published in 1967 (IAEA, 1967). A third revision was published by the IAEA as the 1982 Edition of Safety Series No. 9 (IAEA, 1982); this Edition was jointly sponsored by the IAEA, the ILO, the OECD/NEA and the WHO. Moreover, In 1990, an Inter-Agency Committee on Radiation Safety (IACRS) was constituted as a forum for consultation on and collaboration in radiation safety matters between international organizations (IAEA, 1990).

International radiation safety standards addressing specifically radiation security would not see the light until 1996. At that time the *International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources* (so-called BSS) were issued by the IAEA. They were jointly sponsored by the Food and Agriculture Organization of the United Nations, the International Labour Organisation, the Nuclear Energy Agency of the Organisation for Economic Co-operation and Development, the Pan American Health Organization and the World Health Organization, and issued by the IAEA as its Safety Series 115 (IAEA, 1996a). These standards included, for the first time modest but explicit radiation security requirements that established that radiation sources shall be kept secure so as to prevent theft or damage by ensuring that: (a) control of a source not be relinquished (b) a source not be transferred unless the receiver possesses a valid authorization; and (c) a periodic inventory of movable sources be conducted at appropriate intervals to confirm that they are in their assigned locations and are secure.

By 2006, the IAEA had established *Fundamental Safety Principles*, so-termed Safety Fundamentals (IAEA, 2006b), which are supposed to be the overall umbrella for all international safety standards issued under the aegis of the IAEA, including radiation safety and security standards. They benefit from the wide joint sponsorship of the European Atomic Energy Community, the Food And Agriculture Organization of the United Nations, the International Labour Organization, the International Maritime Organization, the OECD Nuclear Energy Agency, the Pan American Health Organization, the United Nations Environment Programme, and the World Health Organization.

The Safety Fundamentals recognize that “*safety measures and security measures have in common the aim of protecting human life and health and the environment*”. Moreover, they indicate that “*the safety principles concern the security of facilities and activities to the extent that they apply to measures that contribute to both safety and security, such as: appropriate provisions in the design and construction of nuclear installations and other facilities; controls on access to nuclear installations and other facilities to prevent the loss of, and the unauthorized removal, possession, transfer and use of, radioactive material; arrangements for mitigating the consequences of accidents and failures, which also facilitate measures for dealing with breaches in security that give rise to radiation risks; measures for the security of the management of radioactive sources and radioactive material*”. The fundamentals further recognize that “*safety measures and security measures must be designed and implemented in an integrated manner so that security measures do not compromise safety and safety measures do not compromise security*”. Notwithstanding the above, fundamental principles for dealing with security are absent from the Safety Fundamentals.

The BSS have recently been revised (IAEA, 2011b) under the Safety Fundamentals. The new BSS are ambiguous about security. They warn the reader that “*security related publications are issued in the IAEA Nuclear Security Series*”, while recognizing that “*safety measures and security measures have in common the aim of protecting human life and health and the environment*” and that “*safety measures and security measures must be designed and implemented in an integrated manner so that security measures do not compromise safety and safety measures do not compromise security*”. Referring to “*leadership in safety matters*” the new BSS requires that “*it has to be demonstrated at the highest levels in an organization, and safety has to be achieved and maintained by means of an effective management system*” which “*has to integrate all elements of management so that requirements for protection and safety are established and applied coherently with other requirements, including those for health, human performance, quality, protection of the environment and security, together with economic considerations*” (it is not clear what an applicant should do to implement this obscure requirement!). The new BSS also require that “*to ensure that the likelihood of an accident having harmful consequences is extremely low, measures have to be taken to prevent the occurrence of failures or abnormal conditions (including breaches of security) that could lead to such a loss of control*”. The new BSS address (in a dedicated section) “*interfaces between safety and security*” as if they would be two separate entities. Notably, they declare that they “*do not deal with security measures*” because “*the IAEA issues recommendations on nuclear security in the IAEA Nuclear Security Series*”. However, it requires that “*governments shall ensure that infrastructural arrangements are in place for the interfaces between safety and the security of radioactive sources*”.

Unfortunately, a great confusion permeate the full new BSS, starting by the restrict definition of nuclear security, which is limited to “*malicious acts involving nuclear material, other radioactive material or their associated facilities*”, ignoring that until now (fortunately) security breaches are made by stupidity rather than maliciousness or terrorism. The new BSS is a clear example of the international uncertainty and misunderstanding on the issue of security of radiation sources.

The Nuclear Security ‘standards’: Rather than improving the Safety Fundamentals to address security issues, and inbreed such issues in the relevant IAEA standards, the IAEA established a IAEA Nuclear Security Series, a separate system of documents solely dedicated for nuclear security and which is not subject to the thorough review process of the system of safety standards.

The Nuclear Security Series somehow try to mimic the safety standards series comprising:

- *Fundamentals*, claiming to contain the objectives, concepts and principles of nuclear security, providing the basis for security recommendations;
- *Recommendations* claiming to present best practices that should be adopted by member states in the application of the Fundamentals;
- *Implementing Guides* claiming to provide further elaboration of the Recommendations in broad areas and suggest measures for implementation; and,
- *Technical Guidance* publications including:
 - Reference Manuals*, with detailed measures and/or guidance on how to apply the Implementing Guides in specific fields or activities;
 - Training Guides*, covering the syllabus and/or manuals for IAEA nuclear security training courses; and
 - Service Guides*, which provide guidance on the conduct and scope of IAEA nuclear security advisory missions.

The Nuclear Security Series has been a mammoth effort by the IAEA. However, it seems to have been undertaken without a clear strategy and with a *de facto* objective of creating a separate ‘family’ of documents divorced from the traditional IAEA family of safety standards. Recently, this situation is being improved and there is a possibility that finally the Nuclear Security Series be integrated into the Safety Standards of the IAEA. This will be the starting of a new future for the security of radioactive sources.

DEMANDS BY THE SCIENTIFIC COMMUNITY FOR A LEGALLY BINDING UNDERTAKING

In 1998, the scientific community addressed radiation safety and security at the *International Conference on the Safety of Radiation Sources and the Security of Radioactive Materials* (the Dijon Conference), which was organized by the IAEA in Dijon, France, on 14-18 September 1998 (IAEA, 1998a). One of the more relevant outcomes from the Dijon Conference was a call for considering the formulation of international undertakings to ensure the safe and secure use of radiation sources. This was the first international advice by the international scientific community for a legally binding instrument on radiation safety and security.

Following the Dijon Conference, the associated regulatory problems of radiation safety and security were recognized by competent authorities in their first encounter on the issue, the *International Conference of National Regulatory Authorities with Competence in the Safety of Radiation Sources and the Security of Radioactive Materials* (the Buenos Aires Conference), which was organized by the IAEA, in Buenos Aires, Argentina, on 11–15 December 2000 (IAEA, 2001).

The BSS and the Dijon and Buenos Aires Conferences were undoubtedly the starting points towards renewed international efforts in radiation safety and security. As a result of these initial labours, on 10 September 2001, the IAEA Board of Governors approved

an Action Plan on the safety and security of radioactive sources. Ironically, just one day after, on September 11, 2001, the terrorist attacks on the USA would create conditions to accelerate these initiatives.

The events of September 11th triggered a new dimension on these international efforts to enhance radiation safety and security internationally. From 10 to 13 March 2003, the IAEA convened a comprehensive *International Conference on Security of Radioactive Sources* (the Hofburg Conference) (IAEA, 2003), which was held in the pompous Hofburg Palace in Vienna, Austria, and attended by a large audience. The Hofburg Conference would eventually identify a number of concluding issues that will model the work ahead, including a number of obligations for the States. For instance: the essentiality of effective national infrastructures for the safe and secure management of radioactive sources; the identification of the roles and responsibilities of governments, licensees and international organizations; and, the need to instigate and initiate international initiatives to encourage and assist governments in their efforts to establish effective national infrastructures and to fulfil their responsibilities.

An attempt towards a global undertaking for radiation safety and security was further explored at the *International Conference on Safety and Security of Radioactive Sources* (IAEA, 2006a), held in Bordeaux, France, on 27 June to 1 July 2005 (the Bordeaux Conference). The Bordeaux Conference's conclusions were very important and included a call to the IAEA and Member States to consider '*a solid mechanism*' for applying the built up recommendations on radiation safety and security.

An important international event relevant to the need of globally recognized instruments for radiation safety and security has been generally unnoticed. On 23–27 February 2009, in Tarragona, Spain, was held the *International Conference on Control and Management of Radioactive Material Inadvertently Incorporated into Scrap Metal*, the Tarragona Conference (IAEA, 2011c). The event was organized by the Spanish Nuclear Safety Council in cooperation with the International Atomic Energy Agency, and the issues discussed were essential for radiation safety and security as they addressed the control and management of radioactive material inadvertently incorporated into scrap metal. A relevant proposal at the Tarragona Conference was that the international community ought to develop a legally binding intergovernmental undertaking, which should: resolve the current regulatory ambiguity for controlling scrap metal; facilitate commercial exchange; and, result in improved public protection by ensuring the safety of sources. It was suggested that such legally binding undertaking might take the form of a '*Codex Metalicus*', similar to the existing *Codex Alimentarius* for edible commodities, which might indicate the amount of radioactive impurities in various metals that be unacceptable for reasons of safety and security.

The latest of these global scientific efforts towards the internationalization of radiation safety and security has been the *International Conference on the Safety and Security of Radioactive Sources: Maintaining the Continuous Global Control of Sources throughout their Life Cycle*, which was Organized by the IAEA and hosted by the Government of the United Arab Emirates (UAE) in Abu Dhabi, UAE, on 27–31 October 2013. The conference dealt with all aspects of safety and security of radioactive sources, including: reviewing progress made in implementing, at the global level, the requirements and guidelines set out in relevant IAEA publications since the Bordeaux conference, and sharing experience, lessons learned and good practices; addressing

remaining challenges and constraints with regard to ensuring the safety and security of radioactive sources throughout their life cycle, in particular with regard to the long term management of disused sources; considering the future impact of new technologies on safety and security; maintaining a high level of awareness and support for the safety and security of radioactive sources on the part of policymakers and other stakeholders; and improving coordination of efforts to assist States to develop sustainable programmes for the safety and security of radioactive sources. However one of the major outcomes of the Conference was again a recommendations for a legal international instrument on radiation safety and security.

THE CODE OF CONDUCT

The call for a legally binding undertaking on radiation safety and security was replaced by the development of a soft-law instrument, which was originally termed *Code de bonne conduite* during the debates at the IAEA Board of Governors. It then became the *Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources* (IAEA, 2004) and was approved by the Board of Governors of the IAEA on 8 September 2003. A supplementary *Guidance on the Import and Export of Radioactive Sources* was subsequently issued in 2005 (IAEA, 2005). The Code reflected the important findings by the Hofburg Conference and had an immediate wide support at the political level. It should be noted that the G-8 annual summit held in Evian, France, in June 2003 had issued a statement on “— securing radioactive sources” in which it encouraged all countries to strengthen controls on radioactive sources and observe the Code of Conduct.

Following the Code approval, on 19 September 2003, the IAEA General Conference, urged each State to write to the IAEA Director General stating: that it fully supports and endorses the IAEA’s efforts to enhance the safety and security of radioactive sources; and that it is working towards following the guidance contained in the Code. In addition, it requested the Director General to compile, maintain and publish a list of States that make a political commitment by writing to him as urged by the General Conference.

The Code of Conduct is a peculiar instrument that is neither recognized in international conventions and treaties nor by the Agency Statute. It is not a ‘safety standard’, but rather a systematic collection of a set of principles governing behaviour in relation to the safety and security of sources, addressing generally acceptable conducts and directions and managing attitudes for the control of radioactive sources.

It is interesting to note that the original direction of the Dijon Conference for a legally binding undertaking, which were further recognized and endorsed by many successive *ad hoc* conferences, finally evolved into a no-legally binding ‘code of conduct’.

Most Governments have adhered to the Code of Conduct and the related guidance and thus they have contributed enormously in addressing challenges for ensuring the safe use of radioactive sources. The Code is therefore a much welcomed development, but....a code of conduct is not a legally binding undertaking!

TOWARDS A NEW CONVENTION?

Promising Developments

A number of promising developments towards an international instrument on radiation safety and security are taking place in the IAEA.

The problems created by the safety *vis-à-vis* security conundrum were finally recognized by all IAEA Member States. On September 2012, the fifty-sixth regular session of the IAEA General Conference, by resolution GC(56)/RES/9, acknowledged by consensus that safety measures and security measures have in common the aim of protecting human life and health and the environment. Moreover, it called upon the IAEA Secretariat to continue its efforts to ensure coordination of its safety activities and security activities, and encouraged Member States to work actively to ensure that neither safety nor security is compromised.

More recently, on September 2013, the IAEA General Conference, by Resolution GC(57)/RES/9, adopted at the fifty-seventh regular session, recognizes again that nuclear safety and security have the common aim of protecting human health, society and the environment, while acknowledging the distinctions between the two areas, and affirming the importance of coordination in this regard. It also encourages the Secretariat to continue implementing a coordination process to address interfaces between the publications of the Nuclear Security Series and the IAEA Safety Standards.

All these are encouraging developments at the level of the highest IAEA body. It is to be recognized, however, the General Conference continue to miss the fact that the issue is neither acknowledging obvious distinctions nor affirming coordination, but rather ensuring that radiation safety and security become together and legally binding to States. The main problem facing the IAEA in dealing with the radiation safety *vis-à-vis* security confusion is not coordination or addressing interfaces, but rather embedding radiation safety and security obligations into a common legally binding international instrument.

Remaining Challenges

In spite of all the big achievements until now, the remaining challenges for global radiation safety and security are enormous:

- legally binding obligations for States have not been established;
- international standards are few and incomplete;
- security guidelines have been developed in isolation and their compatibility with the safety standards is dubious; and,
- an established international system for appraising compliance does not exist.

Bridging these gaps seems to be a *sine-qua-non* condition for ensuring internationally the safe and secure use of radiation sources.

Towards an International Regime

The remaining major challenge for ensuring radiation safety and security worldwide is the establishment of a serious international radiation safety and security regime.

The first challenge for such an international regime if of a legal nature: the development of an international intergovernmental undertaking of a legally binding nature. International undertakings are implemented by conventions and treaties, i.e. by formal agreement between States. They cannot be realized by ‘codes of conduct’ or other elements of ‘soft’ law, which are neither a binding obligation nor a standard to be followed.

This challenge had been already recognized by all international Conferences on the subject, but to no avail and no concrete progress had been made to achieve the objective. The very much welcomed Code of Conduct, however important at the time of its approval, may have in fact impeded the development of a legally binding undertaken.

Until that challenge is addressed the international community will continue to be far away from achieving a serious international regime for radiation safety and security.

Action is urgently required. The following are a collection of ideas for an action plan that were already submitted to the Abu Dhabi Conference and it is hereinafter repeated to Interjura 2014:

The IAEA may wish to establish a Committee to explore the possibility of drafting a Convention on Radiation Safety and Security, using as a basis, among other instruments, the existing Code of Conduct. Such a Committee should involve the advice of the International Nuclear Law Association.

Should this essential work towards a Convention progresses sufficiently, the following actions should be completed as a supporting mechanisms toward the Convention:

(1) The Commission of Safety Standards of the IAEA (CSS) may wish to launch a revision of the Safety fundamentals to incorporate the relevant nuclear security fundamentals into them in a coherent and consistent manner. The revision is in any case much needed as they have become obsolete. Furthermore, a rationalization of the safety and security documents could be established to issue recommendations in this regard.

(2) A Committee should be established with the mandate of making a proposal for rationalizing all services offered by the Agency under its statutory mandate of providing for the application of the IAEA standards at the request of a State.

Action is the process of doing something to achieve an aim: the time is ripe for doing something concrete towards an internationally legally binding instrument on radiation safety and security. The nuclear legal experts in general and those in Interjura in particular and, specifically those of the prestigious International Nuclear Law Association could promote the first basic idea of drafting a Convention on Radiation Safety and Security.

REFERENCES

González, 2010. González, Martín A. et ál. *El desarrollo nuclear pacífico y las “3 S”:* ‘safety’, ‘security’ y ‘safeguards’. *Nucleus*, No 48, p.p. 31-36. 2010.

IAEA, 1960. International Atomic Energy Agency, *The Agency's Health and Safety Measures*, INF/CIRC/18, IAEA, Vienna (1960); *The Agency's Safety Standards and Measures*, INF/CIRC/18/Rev. 1, IAEA, Vienna (1976).

IAEA, 1962. International Atomic Energy Agency, *Basic Safety Standards for Radiation Protection*, Safety series No. 9, IAEA, Vienna (1962). International Atomic Energy Agency, Basic Safety Standards for Radiation Protection (1967 Edition), Safety Series No. 9, IAEA, Vienna (1967).

IAEA, 1982. International Atomic Energy Agency, *Basic Safety Standards for Radiation Protection* (1982 Edition), Safety Series No. 9, IAEA, Vienna (1982).

IAEA 1986 *Convention on Early Notification of a Nuclear Accident* INF/CIRC/335 18 November 1986. *Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency* INF/CIRC/336. 18 November 1986. IAEA (International Atomic Energy Agency), Vienna, 1986.

IAEA, 1988. *The radiological accident in Goiânia*. STI/PUB/815. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1988.

IAEA, 1990. International Atomic Energy Agency. *Annual Report for 1990*, IAEA/GC(XXXV)/953, p. 86.

IAEA 1994 *Convention on Nuclear Safety* (IAEA Legal Series No. 16) (Vienna: IAEA)

IAEA, 1996a. *International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources*. IAEA Safety series, ISSN 0074-1892; 115. Safety standards; STI/PUB/996; ISBN 92-0-104295-7; International Atomic Energy Agency, Vienna; 1996.

IAEA, 1996b. *Lessons Learned from Accidents in Industrial Irradiation Facilities*. STI/PUB/1015. International Atomic Energy Agency; Vienna; 1996.

IAEA 1997. *Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and the Safety of Radioactive Waste Management* INF/CIRC/546 (Vienna: IAEA)

IAEA, 1998a. *Proceedings of an International Conference on the Safety of Radiation Sources and the Security of Radioactive Materials*, jointly organized by the European Commission ... (et al.) and held in Dijon, France, 14-18 September 1998. (Proceedings series, ISSN 0074-1884). STI/PUB/1042. ISBN 92-0-101499-6. International Atomic Energy Agency; Vienna; 1999.

IAEA, 1998b. *The Radiological Accident in Tammiku*. STI/PUB/1053. International Atomic Energy Agency; Vienna; 1998.

IAEA, 2000a. *The Radiological Accident in Yanango*. STI/PUB/1101. International Atomic Energy Agency; Vienna; 2000.

IAEA, 2000b. *The Radiological Accident in Lilo*. STI/PUB/1097. International Atomic Energy Agency; Vienna; 2000.

- IAEA, 2000c. *The Radiological Accident in Istanbul*. STI/PUB/1102. International Atomic Energy Agency; Vienna; 2000.
- IAEA, 2001. *Proceedings of the International Conference of National Regulatory Authorities with Competence in the Safety of Radiation Sources and the Security of Radioactive Material*, held in Buenos Aires, Argentina, 11–15 December 2000. IAEA-CSP-9/P. ISSN 1563–0153. International Atomic Energy Agency; Vienna; 2001.
- IAEA, 2002a. *The Radiological Accident in Samut Prakarn*. STI/PUB/1124. International Atomic Energy Agency; Vienna; 2002.
- IAEA, 2002b. *The Radiological Accident in Gilan*. STI/PUB/1123. International Atomic Energy Agency; Vienna; 2002.
- IAEA, 2003. *Proceedings of the International Conference on Security of Radioactive Sources* held in Vienna, Austria, 10–13 March 2003, organized by the International Atomic Energy Agency... (et al.). Proceedings series, ISSN 0074–1884. STI/PUB/1165. ISBN 92–0–107403–4. International Atomic Energy Agency; Vienna; 2003.
- IAEA, 2004. *Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources*. IAEA, VIENNA, 2004. IAEA/CODEOC/2004. Printed by the IAEA in Austria, January 2004.
- IAEA, 2005. *Guidance on the Import and Export of Radioactive Sources*, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2005.
- IAEA, 2006a. *Proceedings of the International Conference on Safety and Security of Radioactive Sources: Towards a Global System for the Continuous Control of Sources throughout their Life Cycle*, held in Bordeaux, France, 27 June–1 July 2005, organized by the International Atomic Energy Agency in cooperation with the European Commission ... (et al.). Proceedings Series, ISSN 0074–1884, STI/PUB/1262, ISBN 92–0–108306–8. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2006.
- IAEA, 2006b. *Fundamental safety principles*. IAEA safety standards series, ISSN 1020-525X; No. SF-1. STI/PUB/1273. ISBN 92–0–110706–4. International Atomic Energy Agency; Vienna, 2006.
- IAEA, 2011a. *The international legal framework for nuclear security*. IAEA international law series, ISSN 1991-2366; no. 4. STI/PUB/1486. ISBN 978–92–0–111810–3. International Atomic Energy Agency; Vienna; 2011.
- IAEA, 2011b. *Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety standards*. IAEA safety standards series, ISSN 1020-525X; no. GRS Part 3 (Interim)). STI/PUB/1531. ISBN 978–92–0–120910–8. International Atomic Energy Agency; Vienna; 2011.
- IAEA, 2011c. *Control and management of radioactive material inadvertently incorporated into scrap metal*. Proceedings of an International Conference on Control and Management of Radioactive Material Inadvertently Incorporated into Scrap Metal, organized by the Spanish Nuclear Safety Council in cooperation with the International Atomic Energy Agency, and held in the Tarragona, Spain, 23–27 February 2009. Proceedings series, ISSN 0074–1884. STI/PUB/1502. ISBN 978–92–0–114910–7. International Atomic Energy Agency; Vienna; 2011.

ICRP, 2005. *Protecting People against Radiation Exposure in the Event of a Radiological Attack*. ICRP Publication 96. Ann. ICRP 35 (1).

ICRP 2007. The 2007 recommendations of the International Commission on Radiological Protection ICRP Publication 103; Ann. ICRP 37 (2–4).

NCRP, 2010. *Responding to radiological or nuclear terrorism incident: a guide for decision makers*. NCRP report; no. 165) ISBN 978-0-9823843-3-6. 8HV6432.R477 2010. 363.325'58--dc22. 2010047187). United States National Council on Radiation Protection and Measurements; Bethesda, Maryland, USA; 2010.

Calculation of Pressure Drop in a Preliminary Design of Nuclear Fuel Spacer Grids in An Integral PWR Using CFD Methods

Jiménez Díaz, J.D.; Lazarte, A.I. and Ferreri, J.C.

CALCULATION OF PRESSURE DROP IN A PRELIMINARY DESIGN OF NUCLEAR FUEL SPACER GRIDS IN AN INTEGRAL PWR USING CFD METHODS¹

J.D. Jiménez Díaz, A.I. Lazarte and J.C. Ferreri²

jjimenez@arn.gob.ar alazarte@arn.gob.ar jferreri@arn.gob.ar

Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Av. Del Libertador 8250, CABA, BNP 1429C, Argentina

Keywords: Computational Fluid Dynamics, nuclear fuel bundles, spacer grids, pressure loss

Abstract. This work carries out a calculation of the pressure drop of the coolant flow past spacer grids in a preliminary design of a nuclear fuel assembly of a modular, integral PWR. In this small modular, integral reactor the coolant flows along the core driven by natural circulation. The analysis will focus on considering a cross section of 1/12 of the entire fuel element despite a single asymmetry and an axial segment. A 3D CFD simulation is performed to estimate the pressure drop during steady state flow rate of single-phase light water at constant temperature. Bundle cross-flows are disregarded as a first approximation. Appropriate boundary conditions are applied at fuel pin walls and symmetry planes, namely outlet absolute pressure and mass flow rate at inlet that are kept constant. Results presented in non-dimensional, normalized way show the expected behavior. However, due to modelling hypothesis based on a limited knowledge of spring geometrical details, the results cannot be considered useful for design optimization purposes.

¹ Work done in the framework of the Collaboration Agreement between ESSS Argentina and J.C. Ferreri (through Academia Nacional de Ciencias de Buenos Aires), March 2014. ESSS Argentina made available the full package of ANSYS CFX-FLUENT© v-15 for this academic use.

² Emeritus advisor, alternate e-mail: jcferreri@gmail.com

1. INTRODUCTION

The use of computational fluid dynamics (CFD) codes to optimize preliminary or conceptual designs of nuclear components increased dramatically in the last years. This type of simulation approximation is a complement to usual, accredited engineering design tools, corroborated by experiments. However, detailed calculations using CFD permit a degree of analysis in depth of minute design changes and investigations of flow pattern details that are in many cases only available through complicated experimentation. In this way, the efforts and costs of experimentation may reduce to the study of almost definitive prototypes for fuel designs.

Fuel elements are a key component of any type of nuclear installation or power plant using nuclear fuel bundles. In the case of coolant flow driven by natural circulation, like in advanced nuclear or innovative reactors designs, the use of CFD codes to evaluate concentrated pressure losses due to fuel elements spacer grids becomes relevant. This is due to the importance of the minimization of pressure losses in the primary flow circuit because of the limited driving force. An appropriate sequence for such analyses may be, namely: a) setup of a preliminary design. b) Detailed flow analysis using a CFD approximation. c) Theoretical optimization of a prototype. d) Setup of an experimental study, implementation of an experimental rig and obtainment of results. e) Final design adjustment and f) finally and more importantly, validation of the simulation by obtainment of new, hopefully improved, results.

Several examples may illustrate the importance of the subject of this paper. The International Topical Meetings on Nuclear Reactor Thermal-hydraulics (NURETH), denoted as N15 and N14 in the references list, are appropriate fora to test how timely the problem is. The following references illustrate a non-exhaustive list of papers directly related to the present one: [Campagnole dos Santos et al. \(2013\)](#), [Caviezel et al. \(2013\)](#), [Conner et al. \(2011\)](#), [Frank et al. \(2011\)](#), [Karoutas et al. \(2013\)](#), [Kim et al. \(2011\)](#), [Krepper and Rzebak \(2013\)](#), [Lascar et al. \(2013\)](#), [Petrov et al. \(2013\)](#), [Tóth et al. \(2013\)](#) and [Yan et al. \(2011\)](#). In addition to the above, benchmarks on CFD code capabilities on the subject have been held. [Smith et al. \(2011\)](#) and [Périn et al. \(2013\)](#) show relevant reports on this type of activities. Additionally to these reports, there are specific meetings dealing with the verification and validation of computer codes. The CFDNRS-4 Meeting (named as CFD4 in the references list) held in 2012 is a particular good source for this activity. Some examples of this information, related to a benchmark exercise, are [Chang et al. \(2012\)](#) and [Lee et al. \(2012\)](#). Specific reports, again directly related to this paper, are [Melideo et al. \(2012\)](#), [Barthel et al. \(2012\)](#), [Frank et al. \(2012\)](#), [Yan et al. \(2012\)](#), [Krepper et al. \(2012\)](#) and [Yudov \(2012\)](#). These reports give valuable details on the status of the experimental work and on the validity of simulations and, more specifically, on physical models used, grid size effects and convergence of results.

This paper presents a set of results related to a hypothetical design of a spacer grid, aimed at gaining experience in advance to regulatory analysis requirements for CFD approximations to coolant flow along specific components of nuclear power plants. This practice is somewhat recent in Argentina and some examples supporting nuclear safety analysis may be found in [Lencina and Ballesteros \(2013\)](#). The fuel element design considered in the present paper design is conceptually coherent with the ones used in small modular reactors like CAREM25, see e.g. is [Boado et al. \(2011\)](#). Calculations of single pressure drops like the one imposed by spacer grids may be predicted with reasonable accuracy, without looking for a very detailed analysis of the complex flow patterns produced by mixing vanes. Since this conceptual design relates to natural circulation driven primary coolant flow, the usual mixing vanes of typical

PWR or BWR spacer grids are not present. This condition is an advantage for this study because it allows the use of a somewhat low-resolution grid. The results presented in the following sections are consistent with these approximations.

2. APPROXIMATE DESIGN GEOMETRY OF A SPACER GRID

The geometry considered conceptually corresponds to the CAREM reactor. This reactor design has been described in many sources and one describing the whole reactor and its subsystems is [Boado et al. \(2011\)](#). Figure 1 shows a global view of the fuel element and Figure 2 depicts a cross section of the fuel assembly and guide tubes for the control rods. The fuel element consists of 108 fuel rods, 18 control rod channels and an instrumentation tube. The fuel pins are distributed in a hexagonal arrangement and are fastened at its ends by supports that avoid axial bundle displacement. Two spacer grids are located equidistantly, avoiding fuel rods transverse movement. The fuel assembly components are typical of PWR designs. The active length of the fuel rods is 1.4 m.



Figure 1 Schematic view of the fuel assembly, from [Boado et al. \(2011\)](#).

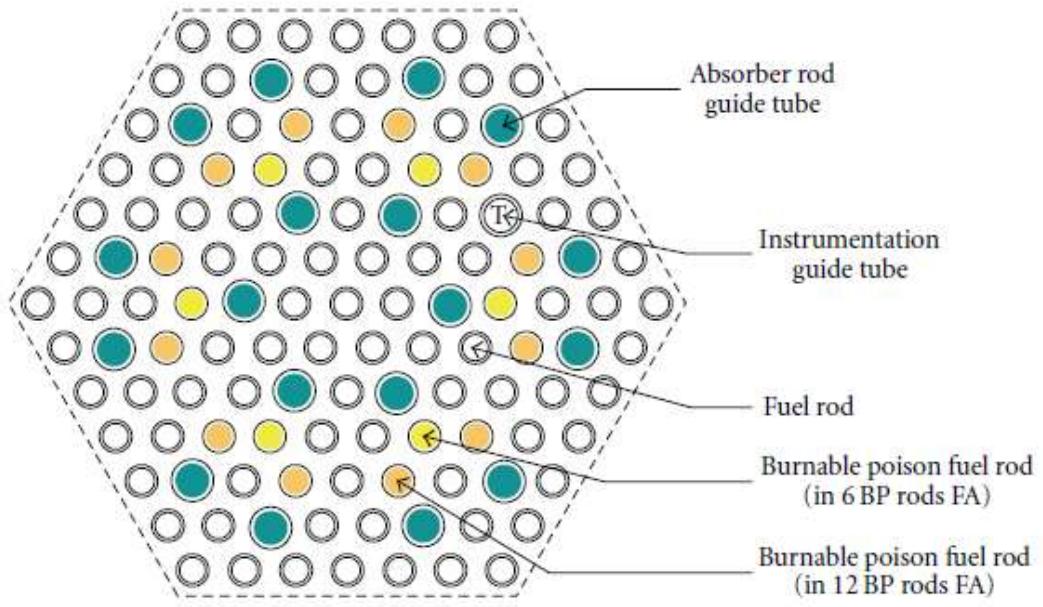


Figure 2 Cross section of the fuel assembly and guide tubes, from [Boado et al. \(2011\)](#).

From the hydraulic point of view, the assembly shows only one asymmetry, corresponding to an instrumentation tube. Due to this and to the guessed geometrical configuration to perform the present study, this lack of symmetry will be disregarded in what follows, so the analysis considers one-twelfth of the cross section illustrated in Figure 2. This reduced cross section can be seen in Figure 3 that comes from an approximation of a typical grid spacer. It is composed of hexagonal flow passages with two fixed supports for the rods and a space to be filled with some elastic support to damp their flow induced transverse vibrations. An approximate geometrical representation of the elastic support will be considered later on. The partial channel includes one guide tube from the external ring, a half of a guide tube from the internal ring, five fuel rods, eight half fuel rods and one-twelfth of the central fuel rod. The center converging lines represent the planes of symmetry and the domain is closed with a section of the outer assembly wall.

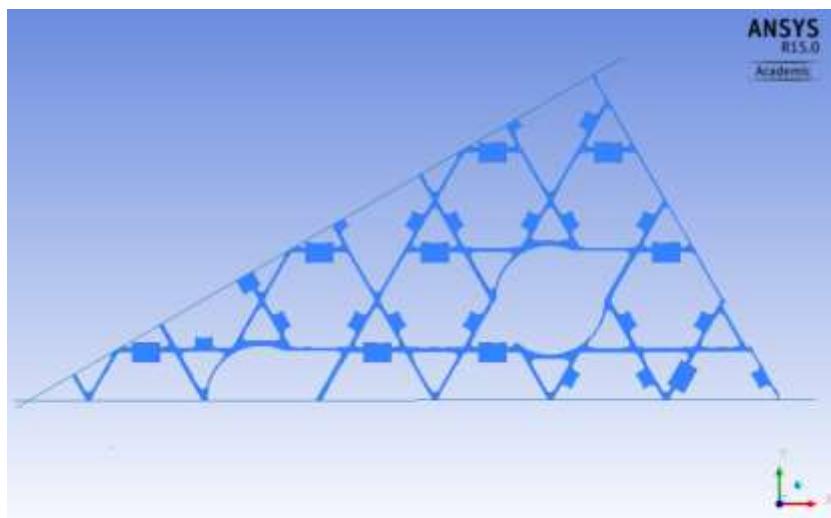


Figure 3 Cross section of the spacer grid considered in the present analysis.

Figure 4 is a 3D representation of this hypothetical spacer grid. The springs that must be provided have not been represented because of the lack of a specific design but it is postulated that a restriction to flow equivalent to a fraction of the fixed support may be supplied. This restriction will be placed in the same plane as the fixed supports with sharp edge facing the flow. Eventually, this contribution may be subject to a sensitivity analysis. These flow restrictions are shown in Figure 4.

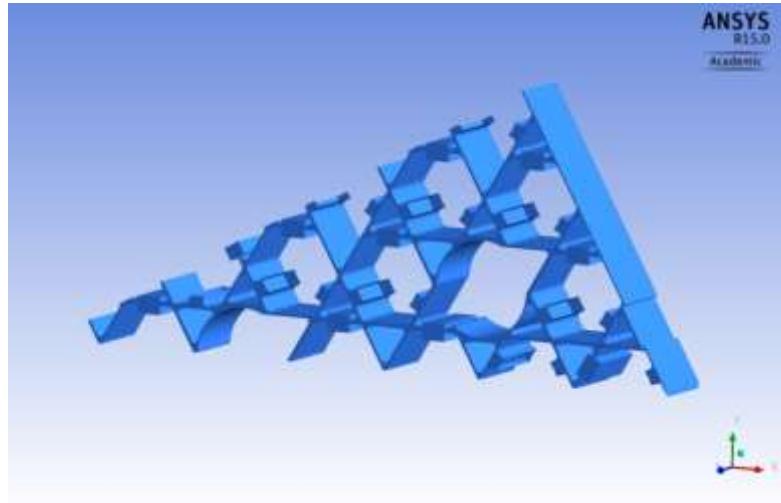


Figure 4 A design of a spacer grid suitable for natural circulation flow along fuel bundles.

Figure 5 shows a segment of the assembly conceptually shown in Figure 1 and its total length is 0.61 m. The fuel pins, the guide tubes and the spacer grid are partially shown in order to exemplify the integration domain that will be subject to analysis, considering its different components. The flow domain considers the spacer grid in the middle. The length considered is enough to get linear distribution of pressure loss along the fuel channel and fully develop flow pattern.

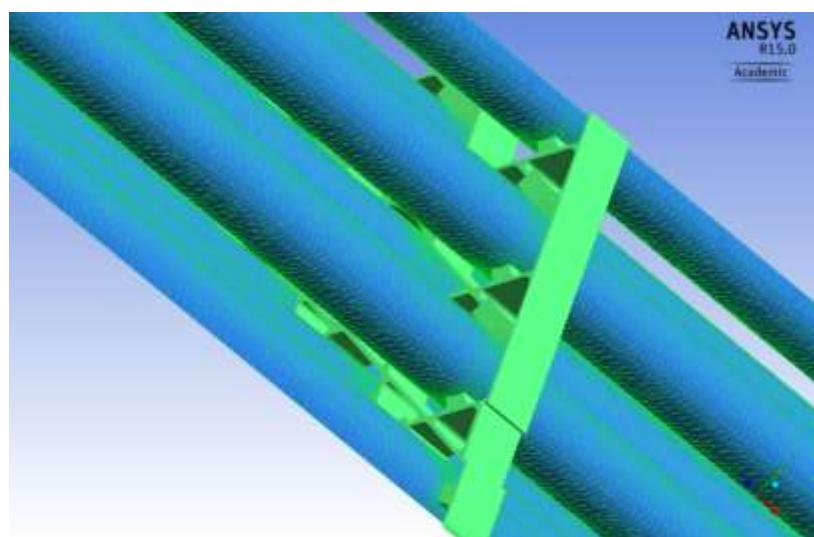


Figure 5 A 3D view of the fuel bundle components showing some

details of the discrete mesh on the fuel pins surfaces.

3. CFD APPROXIMATION

Simulations have been performed using ANSYS CFX-15 ([ANSYS](#), 2013) Academic version, managed through ANSYS Workbench. The governing equations for this simplified analysis considering 3D flow of isothermal, single phase light water at 343.16 K are well established and may be found in the code documentation. Working pressure was 1.4 Mpa. The Calculation runs were steady state, with a convergence parameter 1.e-4. The maximum number of outer iterations allowing convergence was about 40. The turbulence model adopted was the standard κ - ϵ model. The advection and turbulence numerical schemes have been set as high resolution.

Boundary conditions applied were specified, constant outlet absolute pressure and inlet mass flow rate. The symmetry planes are free slip walls and the outer wall and bars are non-slipping rough walls with a relative rugosity of 5 and 3 μm respectively.

The refined calculation mesh consisted of nearly 480000 nodes and 2.32 million tetrahedrons to discretize a segment of the fuel assembly 0.61 m long. Since an almost uniform distribution of element sizes was preferred (except in the spacer grid zone), the distribution of finite volumes seems somewhat coarse, as may be appreciated in Figure 6. However, results using this mesh were very good. This aspect will be discussed in the following section.

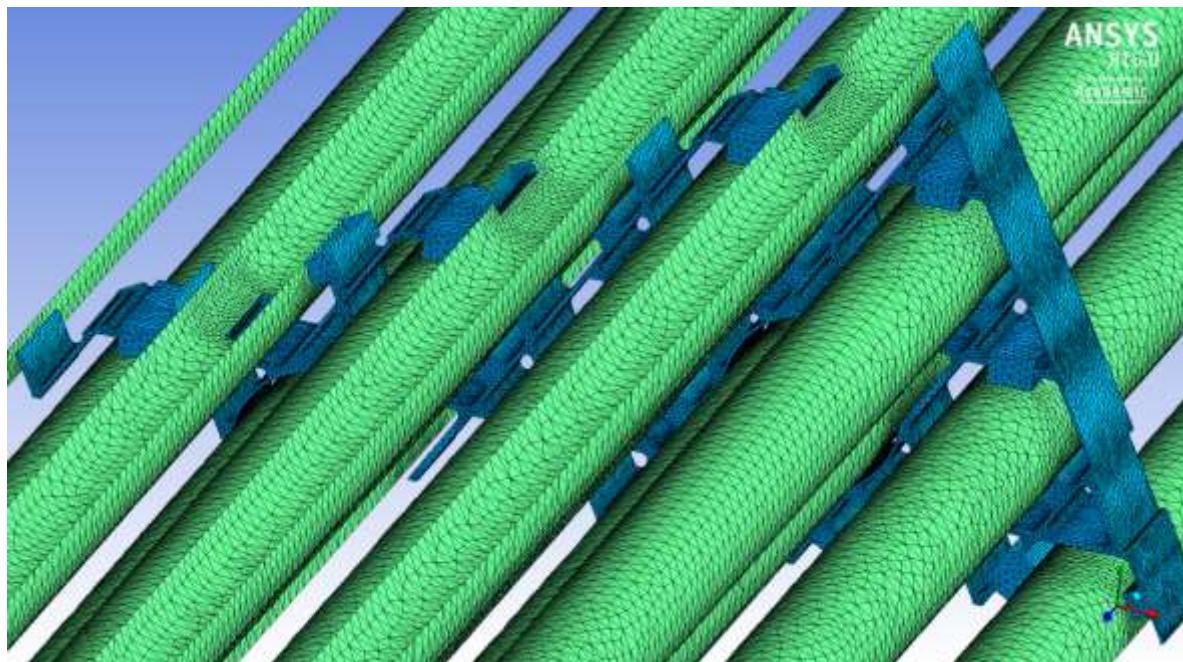


Figure 6 Basic mesh showing surface elements

Considering the above mentioned run settings, a typical run needed 50 min to complete in a standard PC.

4. RESULTS AND DISCUSSION

The calculations have been performed for two different components of the fuel element: a) the fuel pin bundle and b) the fuel pin bundle plus the spacer grid. The first simulation allowed the comparison of the calculated pressure drop with some standard data, as shown by [Todreas and Kazimi \(1989\)](#). The average difference in the friction pressure drop was 8% when compared with data for fuel bundles. This agreement permitted to proceed with the calculation of the pressure drop in the spacer grid. As discussed above, the detailed geometry of the springs was not available and a guessed flow restriction was considered, in the form of a fixed separator. This approach and the guessing was correct, as will be shown in what follows.

A fuel assembly, similar to the one shown in Figure 1, was tested in the past in a low pressure experimental facility (1400 kPa) at low temperature (70 °C). The mass flow rate in experiments ranged from 9 kg/s to 38 kg/s. These conditions are not typical in operation but may allow gaining the searched modelling experience, since flow rates are representative.

Several experiments were conducted in this facility to measure the pressure drop in each fuel channel assembly internal. For instance, some of the tests performed allowed determining the friction pressure drop in the hexagonal channel and in fuel rods, independently. Other experiments were aimed at evaluating the pressure drop in the spacer grids and in the supports. Results concerning the pressure drop in the spacer grid are of particular interest in this approximate study and Figure 7 shows that the simulation performed gave a reasonable result.

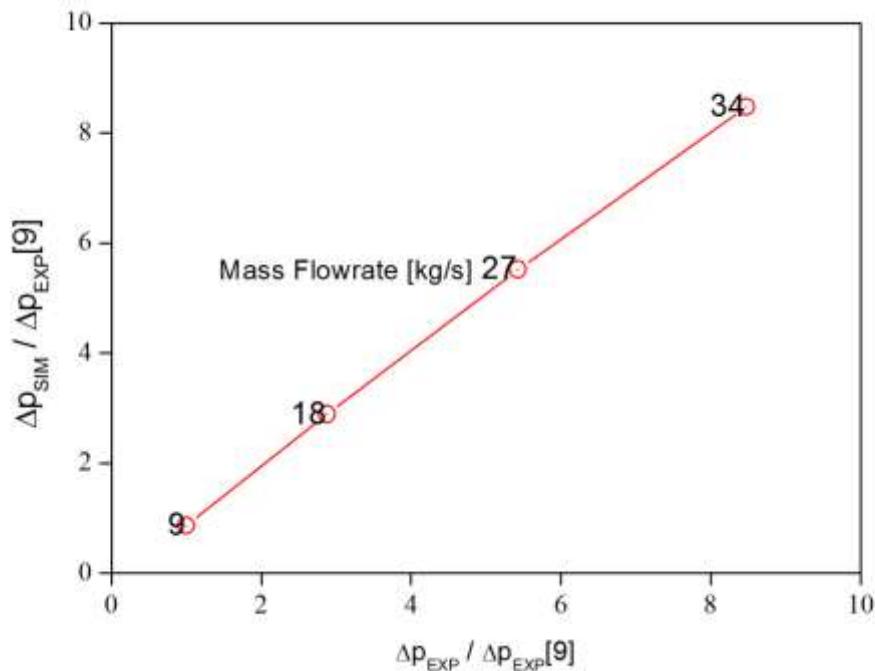


Figure 7 Comparison of calculated and experimental pressure drops in the spacer grid

The simulated experiment results are plotted normalized by the experimental Δp corresponding to a mass flow rate of 9 kg/s. The selected values for comparison correspond to loop mass flow rates ($MFR \approx \{9, 18, 27\}$ kg/s and 34 kg/s) and are shown as labels in Figure 7. The computed pressure losses in the spacer grid differ from the experiment and grow when

the MFR diminishes. Corresponding percentages are {-13.20, 0.35, 1.80 and -0.02} %. The agreement is very good and confirms the premise adopted in the sense that a reasonably fine grid may give good a prediction for a global parameter like pressure drop. Anyway, this agreement be affected by some error compensation because of the 8% mentioned above in the same range of flow rates for the isolated bars bundle, even when pressure drops are considered per component.

5. CONCLUSIONS

The results presented in this paper are reasonably accurate when compared to experimental data, notwithstanding the approximations to the spacer grid geometry considered and the postulated symmetry of the flow pattern. The overall error was about 2% when the mass flow rates increased. Moreover, the CFD calculations have been performed using standard approximations for turbulence models. The grid convergence tests have shown that the mesh definition was satisfactory for the declared objective of the simulations.

As usual with this type of calculations, the predictions must be guided by standard engineering practices and best practice guidelines and the cases analyzed here were no exception. Most fortunately, the prediction set was included in the experimental domain and this fact allowed searching in a converging way.

Future work will be focused on continued efforts to analyze more deeply the flow pattern in realistic operating conditions, including cross flows and heat transfer.

6. REFERENCES

Please note the following abbreviations:

- N14:** The 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-hydraulics, NURETH-14, Toronto, Ontario, Canada, September 25-30
- N15:** The 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, NURETH-15, Pisa, Italy, May 12-17
- CFD4:** CFD4NRS-4, Conference on Experimental Validation and Application of CFD and CMFD Codes in Nuclear Reactor Technology, OECD/NEA and IAEA Workshop, 10-12 September, Daejeon, South Korea

ANSYS, ANSYS® Academic Research, Release 15.0, Help System - CFX Guide, ANSYS Inc., 2013

Barthel, F., Franz, R., Krepper E. and Hampel, U., "Experimental studies on sub-cooled boiling in a 3 x 3 rod bundle", **CFD4**, 2012

Boado Magan, H., Delmastro, D.F. M. Markiewicz, M., Lopasso, E., Diez, F., Giménez, M., Rauschert, A., Halpert, S., M. Chocrón, M., Dezzutti, J.C., Pirani, H., Balbi, C., Fittipaldi, A., Schlamp, M., Murmis, G.M. and Lis, H., "CAREM Project Status", Science and Technology of Nuclear Installations, Special Issue, "Nuclear Activities in Argentina – 2010", 2011

Campagnole dos Santos, A.A., Ribeiro, F.L., Costa, F.C., Barros Filho, J.A. and Navarro, M.A., "Verification and validation of a PWR rod bundle segment CFD simulation", Paper NURETH15-389, **N15**, 2013

Caviezel, D., Narayanan, C. and D. Lakehal, "Highly-resolved LES of turbulent convective flow along a PWR rod bundle", **N15**, 2013

Chang, S-K., Kim, S. and Song, C-H., "OECD/NEA – KAERI Rod Bundle CFD Benchmark Exercise Test", **CFD4**, 2012

Conner, M.E., Dominguez-Ontiveros, E.E. and Hassan, Y.A., "Hydraulic Benchmark Data for PWR Mixing Vane Grid", Paper NURETH14-337, **N14**, 2011

Frank, Th., Reiterer, F. and Lifante, C., "Investigation of the PWR subchannel void distribution benchmark (OECD/NRC PSBT BENCHMARK) using ANSYS CFX", Paper NURETH14-085, **N14**, 2011

Frank, Th., Jain, S., Matyushenko, A.A. and Garbaruk, A.V., "The OECD/NEA MATIS-H BENCHMARK – CFD analysis of water flow through a 5x5 rod bundle with spacer grids using ANSYS FLUENT and ANSYS CFX", **CFD4**, 2012

Karoutas, Z., Yan, J., M. Conner, M. and Mandour, A., "Advanced thermal hydraulic method using 3x3 pin modeling", Paper NURETH-14 338, Paper NURETH14-254, **N14**, 2011

Kim, M-H., Tak, N-i. and Noh, J-M., "CFD benchmark study on cross flow experiment in prismatic HTGR core fuel blocks", **N15**, 2013

Krepper, E. and Rzehak, R., "CFD analysis of a void distribution benchmark of the NUPEC PSBT TESTS", **N15**, 2013

Lascar, C., Pierre, M., Goodheart, K., Martin, M., Hatman, A. and Simoneau, J-P., “Validation of a CFD methodology to predict flow fields within rod bundles with spacer grids”, Paper NURETH15-069, **N15**, 2013

Lee, J.R., Kim, J. and Song, C-H, “Synthesis of the OECD/NEA-KAERI rod bundle CFD benchmark exercise”, **CFD4**, 2012

Lencina, L.J. and Ballesteros, H.A., “Thermo-hydraulic behavior of different complex components systems in ATUCHA 2 nuclear power plant using CFD”, Paper NURETH15-548, **N15**, 2013

Melideo, D.F., Moretti, F., Terzuoli, F., D'Auria, F. and Mazzantini, O., “Optimization of the ATUCHA-II fuel assembly spacer grids”, **CFD4**, 2012

Périn, Y., Blyth, T., Avramova, M. and Velkov, K., “Uncertainty analysis of CFD prediction of moderator and fuel parameters for the OECD LWR UAM benchmark, exercise II-3: “bundle thermal-hydraulics”, using the SUSA tool”, Paper NURETH15-426, **N15**, 2013

Petrov, V., Kendrick, B.K., Walter, D. and Manera, A., “Impact of 3D spatial variations in fluid flow on the prediction of crud deposition in a 4x4 PWR sub-assembly”, Paper NURETH15-543, **N15**, 2013

Smith, B.L., Mahaffy, J.H., Bestion, D. and Zigh, G., “An overview of past and present CFD activities within the framework of WGAMA”, Paper NURETH14-333, **N14**, 2011

Todreas, N.E. and Kazimi, M.S., “*NUCLEAR SYSTEMS I, Thermal Hydraulic Fundamentals*”, Hemisphere Publishing Corporation, 1990

Tóth, S., Kiss, B., Gyuricza, E. and Aszódi, A., “CFD investigation of ALLEGRO fuel assemblies”, Paper NURETH15-672, **N15**, 2013

Yan, J., Conner, M.E., Brewster, R.A., Karoutas, Z.E., Dominguez-Ontiveros, E.E. and Hassan, Y.A., “Validation of CFD method in predicting steady and transient flow field generated by PWR mixing vane grid”, **CFD4**, 2012

Yan, J., Kochunas, B., Hursin, M., Downar, T., Karoutas, T. and Baglietto, E., “Coupled Computational Fluid Dynamics and MOC Neutronic Simulations of Westinghouse PWR Fuel Assemblies with Grid Spacers”, Paper NURETH14-254, **N14**, 2011

Yudov, Y.V., “Using the DINUS code for direct numerical simulation of hydrodynamic processes in VVER-440 fuel rod bundles”, **CFD4**, 2012

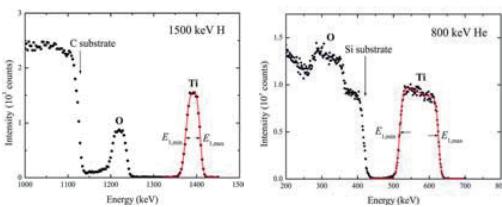
Pérdida de energía de iones H y He en TiO₂

Limandri, S.P.; Fadanelli, R.C.; Behar, M.; Aguiar, J.C.; et ál.

EXPERIMENTAL

Las muestras de TiO_2 con grosoros entre 30 y 260 nm fueron preparadas por *sputtering* reactivo sobre sustratos de C o Si y caracterizadas por reflectometría de rayos x. Las mediciones de RBS se realizaron en el IF (UFRGS) con haces de H^+ y He^+ . La geometría utilizada se muestra en la fig. 1.

El procesamiento de los espectros y la obtención de los valores de stopping se llevó a cabo siguiendo el procedimiento descrito en [1]. En la fig. 2 se muestran espectros RBS representativos.



RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Los valores teóricos y experimentales de SCSs de H y He en TiO_2 como función de la energía cinética del proyectil se muestran en las figs. 5 y 6, junto con datos experimentales y valores semiempíricos de otros autores.

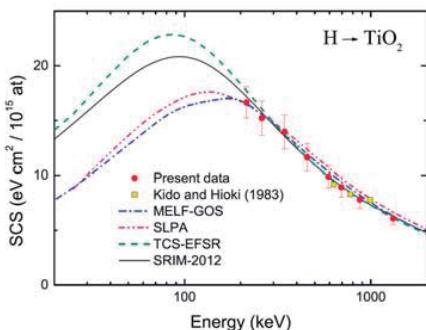


Fig. 5. SCSs de H en TiO_2 como función de la energía cinética del proyectil.

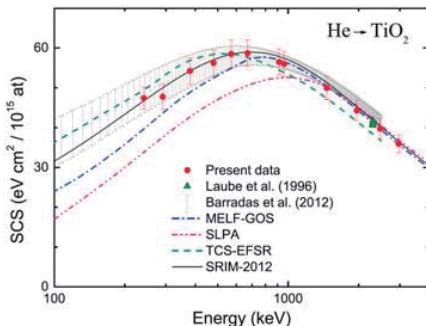


Fig. 6. SCSs de He en TiO_2 como función de la energía cinética del proyectil.

CONCLUSIONES y PERSPECTIVAS DE FUTURO

Los tres modelos reproducen satisfactoriamente los datos experimentales por encima de 300 keV/u. No obstante, las diferencias entre los valores de SCSs teóricos son apreciables para energías menores. Tres factores principales influyen en los datos teóricos presentados y permanecen abiertos para futuras investigaciones:

1. La descripción de la banda de conducción del TiO_2 , es decir, con las funciones de onda y también con los ELF para transferencias de energía por debajo de los 10 eV.
2. Los estados de carga de equilibrio de H y He en TiO_2 . Los valores teóricos de SCS son muy sensibles a las fracciones de carga de H y He a energías intermedias y bajas. La falta de datos experimentales de estos estados de carga para H y He en TiO_2 influye en los valores de SCS en esa región de energías.
3. La importancia de una descripción no lineal, al menos para He (iones más pesados), que tenga en cuenta una representación más precisa de la banda de conducción del TiO_2 .

REFERENCIAS

- [1] S.P. Limandri, R.C. Fadanelli, M. Behar, L.C.C.M. Nagamine, J.M. Fernández-Varea, I. Abril, R. García-Molina, C.C. Montanari, J.C. Aguirre, D. Mitnik, J.E. Miraglia, N.R. Arista, Phys. J. D 68, 1994 (2014)
[2] G. Schwietz, P.L. Grande, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B 175, 125 (2001)
[3] S. Heredia-Avalos, R. García-Molina, J.M. Fernández-Varea, I. Abril, Phys. Rev. A 72, 052902
[4] L.K. Dach, F. Brunoval, V. Trinité, N. Vast, L. Reining, Comp. Mater. Sci. 38, 482 (2007)
[5] E.D. Cantero, R.C. Fadanelli, C.C. Montanari, M. Behar, J.C. Eckardt, G.H. Lantschner, J.E. Miraglia, N.R. Arista, Phys. Rev. A 79, 042904 (2009)
[6] Z.H. Levine, S.G. Louie, Phys. Rev. B 25, 6310 (1982)
[7] H. Kido, T. Hioki, Phys. Rev. B 27, 2667 (1983)
[8] M. Laube, F. Rauch, C. Ottemann, O. Anderson, K. Bange, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B 113, 288 (1996)
[9] N.P. Barradas, E. Alves, Z. Siketic, I. Bogdanovic Radovic, Nucl. Instrum. Methods Phys. Res. B 273, 22 (2012)
[10] M. Landmann, T. Kohler, S. Koppen, E. Rauls, T. Frauenheim, W.G. Schmidt, Phys. Rev. B 86, 064201 (2012)
[11] A. Gupta, Compton Scattering Studies of some Materials, Ph.D. Thesis (unpublished), University of Rajasthan, Jaipur (1987)

On the Use of International Standards Guidelines Values for Radionuclide Concentrations in Food and Drinking Water Contaminated as Result of a Nuclear or Radiological Accident

Massera, G.

**ON THE USE OF INTERNATIONAL STANDARDS GUIDELINES VALUES
FOR RADIONUCLIDE CONCENTRATIONS IN FOOD AND DRINKING
WATER CONTAMINATED AS RESULT OF A
NUCLEAR OR RADIOLOGICAL ACCIDENT**

Massera, G.

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

ABSTRACT

To deal with the control of radionuclide concentrations in food and drinking water used by affected people in a radiological emergency or in post emergency circumstances, as a consequence of a nuclear or radiological accident, International Organizations, FAO, WHO and IAEA have established standards with recommended activity concentrations to be applied under the different prevailing circumstances.

Therefore there are several different sets of activity concentrations in food and drinking water in use including recommended values for international trade of foodstuff which are not always clearly understood.

This presentation refers to the existing international standards and the values for radionuclide concentrations recommended by the International Organizations and reports on the activities and conclusion reach by the inter-agency Working Group establish by the IAEA Secretary at the request of the Radiation Safety Standard Committee, RASSC, with the specific aim of producing a discussion paper to clarify on the matter, documenting the various international standards, the basis on which they had been derived and the circumstances in which they are intended be used.

INTRODUCTION

All food and drinking naturally contains radioactivity, additional radioactivity can also be introduced into food and drinking water as a result of discharges of radioactivity from the many different authorized activities or as a result of a nuclear or radiological accident or malicious act causing the releases of radioactivity into the environment

In order to ensure that this additional radioactivity does not pose a long-term health concern to consumers acceptable levels of radioactivity are established so that the radiation doses to people due to ingestion of contaminated food and drinking water over a certain period of time does not exceed the recommended dose criteria.

In this regard it is found that there are several international standards relating to the levels of radionuclides in food and drinking water which are used in emergency exposure situations or under existing exposure situations. The reasons and the criteria on which they are derived and the circumstances under which they are intended to be applied are not always clearly understood. Some are intended to be applied in emergency exposure situations, others in existing exposure situations within affected countries and some relate only to food bound for international trade following a radiological or nuclear emergency.

The issue was discussed at the 2012 mid-year RASSC meeting when existing problems to interpret and apply the guidance became apparent from the experience following the Fukushima nuclear accident. From the floor discussion during the meeting it was realized the convenience that an inter-agency Working Group would best deal with the issue given the relevance to clarify the international community concerned with contaminated food and drinking from severe nuclear or radiological emergencies.

The inter-agency Working Group established by the IAEA with the aim of producing a discussion paper was composed by representatives of the Secretariat of the Codex Alimentarius Commission, the Food and Agriculture Organization (FAO), the International Atomic Energy Agency (IAEA), the World Health Organization (WHO), the Nuclear Energy Agency (NEA/OECD), and the European Commission (EC), with the International Commission on Radiological Protection (ICRP) as an observer. Working Group meetings in May and October 2013 included technical consultants with experience in this area.

Exposure situations

In terms of the degree of control available to the source of radiation and the expected duration of the exposure three different types of exposure situation: planned exposure situations, emergency exposure situations and existing exposure situations were recommended by ICRP [1] and adopted for the purpose of establishing practical requirements for protection and safety, by the International Basic Safety Standards on radiation protection and radiation source safety [2].

Planned exposure situations may continue for long periods of time, while emergency exposure situations may only apply for days to months until declared control of the situation has been regained and characterization of any resulting radiological hazard has been completed

Planned exposure situations such as controlled discharges of radioactivity into the environment from industries or hospitals or radioactivity resulting from natural origins are not considered.

(1) Emergency Exposure Situations

An emergency exposure situation is a situation of exposure that arises as a result of an accident, a malicious act, or any other unexpected event, and requires prompt action in order to avoid or to reduce adverse consequences.

Preventive and mitigation actions have to be considered before an emergency exposure situation arises. However, once an emergency exposure situation actually occurs, exposures can be reduced only by implementing protective actions.

(2) Existing Exposure Situations (post-emergency)

An existing exposure situation is a situation of exposure which already exists when a decision on the need for control needs to be taken, even though exposure to natural background radiation, exposure due to residual radioactive material that derives from past practices that were not subject to regulatory control or that remains after an emergency exposure situation are included. Only existing exposure situations due to residual radioactivity following an emergency exposure situation were considered.

After the emergency exposure situation is declared ended, in existing exposure situation further actions to protect people living in contaminated areas should be taken on the basis of criteria developed after careful assessment of the conditions.

The use of the term (post-emergency) in ‘existing exposure situation’ is so as to exclude natural radioactivity from the scope, though recognizing that WHO guidelines for drinking water include natural radionuclides.

RESULTS FOR THE DIFFERENT EXPOSURE SITUATIONS AND TRADE

The protection strategy that will be used to guide the selection and implementation of protective actions will include criteria addressing the food that is grown within the area identified by the hazard assessment, which is consumed locally and/or nationally, and which may be traded internationally. Water supplies identified by the hazard assessment will also be subject to radiological criteria within the protection strategy.

The relationship between the radiological criteria which is part of the protection strategy established for the authorization of food and drinking water, and the corresponding operational criteria or guideline levels derived depends on a number of factors. The most important factors are the radio-toxicity of the radionuclide (expressed as an ‘ingestion dose conversion factors’ or ‘dose per unit intake’), the assumed quantity of food consumed per year and proportion of this food which is assumed to be contaminated. The different values for these factors that apply can result in different operational levels (concentrations in food and drinking water) to achieve the same level of protection.

Emergency Exposure Situations case:

For use within the affected countries, default operational intervention levels are established in the IAEA Safety Guide GSG-2 apply [3], providing the generic criteria for implementing protective actions and other response actions in response to a nuclear or radiological emergency. These generic criteria are basis for the development of operational criteria (e.g. operational intervention levels) to be used for prompt initiation of appropriate protective actions such as restricting the consumption of food, milk and water within the accident state and states impacted by a release following a nuclear or radiological accident and other response actions.

These intervention levels have been calculated using conservative assumptions (in the absence of other information). Namely, that all (100%) of the food consumed is contaminated and consumed throughout a full year, and using the most restrictive age dependent dose conversion factors. These default operational intervention levels are based on a generic criterion of 10 mSv per year from ingestion.

The WHO Guidelines for drinking-water quality [4] do not apply during emergency exposure situations. For emergency exposure situation WHO refers to IAEA Safety Guide GS-G-2.

Existing exposure situations case:

The Basic Safety Standards (GSR Part 3) indicates that the regulatory body or other relevant authority shall establish specific reference levels typically be expressed as an annual effective dose to the representative person generally that does not exceed a value of about 1 mSv. In establishing such reference levels, the regulatory body or other relevant authority shall consider the guideline levels for radionuclides contained in drinking water that have been published by the WHO.

Food: While dose criteria have been recommended for existing exposure situations (1-20 mSv per year for all exposure pathways, with an eventual goal of 1 mSv per year for

commodities, including food), no operational criteria have been derived in any of the international standards.

Drinking water: The WHO guideline levels for drinking water quality apply for long-term consumption after the termination of the emergency exposure situation (i.e., in the existing exposure situation) which is expected to be a long-term goal. In calculating the radionuclide specific guideline levels, a generic criterion of 0.1 mSv per year for ingestion was used (and assuming a lifetime consumption of water containing radionuclides at this level).

International trade case:

For international trade, the guideline levels that apply for Radionuclides in Foods Contaminated Following a Nuclear or Radiological Emergency are contained in the Codex General Standard for Contaminants and Toxins in Food and Feed (GSCTFF) [5] to be used by countries to control food traded internationally. The GSCTFF defines guideline level (GL) as "The maximum level of a substance in a food or feed commodity which is recommended by the CAC to be acceptable for commodities moving in international trade. When the GL is exceeded, governments should decide whether and under what circumstances the food should be distributed within their territory or jurisdiction."

The Codex Guideline Levels apply to 20 radionuclides divided in four groups according to their dose per unit intake values based on an intervention exemption level of 1 mSv per year following ICRP recommendations for ingestion.

These were calculated assuming that 10% of the diet consists of imported food, all of which is contaminated. Thus, assuming that for people in the importing country, 10% is contaminated giving an import to production factor of 0.1. Separate guideline levels were calculated for adults and infants due to the differences in radionuclide absorption, metabolism and sensitivity to radiation.

For foods that are produced in small quantities, such as spices, that represent a small percentage of the total diet and hence a small addition to the total dose, the guideline levels may be increased by a factor of 10.

The Codex Guideline Levels apply to food after reconstitution or as prepared for consumption.

Table 1. International organizations that have established standards for food and drinking water.

	Emergency	Existing
WHO	-----	Drinking water
Codex Alimentarius	Food/infant food for trade	Food/infant food for trade
IAEA	Food/infant food and drinking water within affected countries	Not existing

CONCLUSIONS AND RECOMMENDATIONS

No major gaps in the international standards were identified by the WG; however, some areas were noted where steps could be taken by international organizations and member states to facilitate the recognition, understanding and implementation of international standards which could be implemented to better follow the approach recommended by the ICRP. In this regard it is suggested that a possible new framework could be further investigated that would consider the way countries manage their development of radiological criteria involving stakeholders for the consumption of produced food for long-term protection of population living in territories directly affected.

The following are key recommendation formulated

In regard to the application of the Codex for the international trade of food the Committee on Contaminants in Foods (CCCF) is asked to consider the need for further guidance on the following issues,

- The stage of food production to which the Codex GL applies.
- The period of time the GL should apply following the accident.
- The use of internationally validated process of analysis for the radionuclides in food.
- To ensure that countries adopt levels no lower than the indicated values for imports and exports of food, protection is already assured using the Codex Guideline Levels.

Other recommendations;

- Member States are encouraged to ensure that appropriate coordination across all relevant Government bodies is established to ensure proper standards will be effectively implemented when dealing with contaminated food and drinking water in the aftermath of a nuclear or radiological emergency in accordance with the international standards to reduce and maintain exposures as low as reasonably achievable.
- Consideration should be given, by all International Organizations with a role in developing standards, if it would be helpful to users to derive all operational criteria according to the protection needs of the most vulnerable groups and so generate just one value for the entire population.
- The WHO is asked to consider its guidance on the applicability of its guideline levels in the existing exposure situation (post-emergency) in terms of moving to a joint dose criterion for ingestion (food and drinking water) or, alternatively, to consider providing additional guidance to the application of the guideline levels as part of an overall protection strategy in the existing exposure situation (post-emergency).
- Preparation of a TECDOC which describes a framework for use by member States in developing their appropriate national operational criteria for radioactivity in food with particular emphasis on the methodology for establishing national levels based on the (dose) reference levels. The TECDOC should include a set of default radionuclide-specific operational criteria for food with indication that national operational criteria development would be more preferable.

Finally and for the purpose of understanding of the applicability of the current standards for use in affected countries and international trade it is recommended the information from the WG should be used by the relevant International Organizations to inform and advise their Member States on where their standards apply (and do not apply) to different situations encountered.

REFERENCES

1. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION PROTECTION, Publication 103: ICRP, 2007. THE 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4).
2. FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, 2014.
3. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Guide GSG2: Criteria for use in preparedness and response for a nuclear or radiological emergency: general safety guide / jointly sponsored by the Food and Agriculture Organization of the United Nations ... [et ál.]. — Vienna: International Atomic Energy Agency, 2011.
4. WORLD HEALTH ORGANIZATION, Water Quality and Health Strategy 2013-2020: WORLD HEALTH ORGANIZATION. Water Quality and Health Strategy 2013-2020. http://www.who.int/water_sanitation_health/publications/2013/water_quality_strategy.pdf.
5. JOINT FAO/WHO FOOD STANDARDS PROGRAMME, CODEX ALIMENTARIUS COMMISSION, Codex General Standard for Contaminants and Toxins in Foods, Schedule 1 — Radionuclides, CODEX STAN 193-1995, CAC, Rome (2006).

Relevant Radionuclide Concept in Radioactive Waste Management

Medici, M.



Relevant Radionuclide concept in Radioactive Waste Management



Medici M.A.

Nuclear Regulatory Authority- Av Del Libertador 8250-C(1429)- Buenos Aires -Argentina - mmedici@arn.gob.ar

RE3P

INTRODUCTION

One of the long term consequences of the Fukushima Daiichi accident is the management of high volumes of radioactive waste generated during the accident and as consequence of remediation actions. The characterization of those wastes will play a key role in the definition of future management strategies and in the assessment of clearance possibilities. Such characterization must be planned and based on a list of relevant radionuclides that will optimize management costs and doses to workers and public. One of the challenges, both to the generator and the regulator, is to adopt criteria to identify the radionuclides that will be relevant in the short, medium and long term. This information is essential to the generator for the design of practices and management systems for each type of waste.

RELEVANT RADIONUCLIDE IDENTIFICATION – METHODOLOGY

Criterion 1

There must be a reasonable probability that the RN is present in the radioactive waste.

This is accomplished through:

- Bibliographic research (A*/D**)
- Operating conditions (power, maintenance, etc.) (D)
- Constituent materials potentially activated (A/D)
- Neutron fluxes (D)
- Measurement of representative samples (A/D)
- Study of the operational history of the facility (D)
- Records (A/D)

A*:Accident D**:Decommissioning

Criterion 2

The RN must have the potential to generate a significant impact on the safety of some of the different management stages:

- Handling
- Treatment
- Conditioning
- Storage
- Transport
- Disposal of radioactive waste

Those RN which are present in the waste at a concentration below a given limit will have a negligible impact on the safety of RWM. For example, concentration values below the clearance levels should not be recorded.

RELEVANT RADIONUCLIDES IN THE SHORT, MEDIUM AND LONG TERM

During handling, treatment and conditioning stages (SHORT TERM), the relevant radionuclides shall be the gamma emitters that should contribute significantly to workers doses due to external irradiation scenarios. Besides, when events involving aerosols could be possible, alpha and beta emitters must be taken into account.

During storage(MEDIUM TERM), waste will be already confined and during normal operation the relevant radionuclides will be the gamma emitters that contribute to workers doses. During abnormal situations other radionuclides that contribute to doses should be considered taking into account scenarios with low probability of occurrence such as fire, flooding or earthquake.

And finally for final disposal (LONG TERM) the relevant radionuclides will be those that contribute to public doses taking into account the different scenarios considered such as migration or intrusion.

CONCLUSIONS

- 1.The “relevant radionuclide” concept is always related to a specific RWM stage and to a group of exposures scenarios.
- 2.A RN is not “relevant” by itself since it can be present with a high activity concentration but have a short decay period, such as Co-60 that could be relevant in the first RWM stages and irrelevant in the long term.
- 3.The determination of the activity concentration of the relevant radionuclides is responsibility of the generator. Such characterization should encompass all radionuclides that will be relevant through different management stages using a methodology that satisfies the regulator.
- 4.This characterization based on relevant radionuclide content at each stage allows the prediction on how the RW will behave over time, so as to guarantee the safety both for workers and the public at every RWM stage.
5. The records system must take into account the long time periods involved (long term storage and final disposal) and ensure the appropriate transfer to the entity responsible for RWM.

Autorradiografía neutrónica de alta resolución: visualización simultánea de improntas celulares y trazas nucleares por irradiación de policarbonato con UV C

Portu, A.; Rossini, A.; Gadan, M.A.; Thorp, S.I.; Curotto, P.;
Pozzi, E.C.C.; Cabrini, R.L. y Saint Martin, G.

AUTORRADIOGRAFÍA NEUTRÓNICA DE ALTA RESOLUCIÓN: VISUALIZACIÓN SIMULTÁNEA DE IMPRONTAS CELULARES Y TRAZAS NUCLEARES POR IRRADIACIÓN DE POLICARBONATO CON UV C

Portu, A.^{1,2}; Rossini, A.³; Gadan, M.A.¹; Thorp, S.I.¹; Curotto, P.¹; Pozzi, E.C.C.¹;
Cabrini, R.L.^{1,4,5} y Saint Martin, G.^{1,6}

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica

² Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas

³ Autoridad Regulatoria Nuclear

⁴ Facultad de Odontología, Universidad de Buenos Aires

⁵ Laboratorio de Microespectrofotometría (LANAIS-MEF), CONICET-CNEA

⁶ Instituto Jorge Sábato, Universidad Nacional de San Martín

email: portu@cnea.gov.ar / agustina.portu@gmail.com

Argentina

RESUMEN

El análisis de imágenes autoradiográficas formadas a partir de trazas nucleares en un material detector (detector de trazas nucleares, SSNTD) permite el conocimiento de la distribución y concentración de ^{10}B en muestras biológicas provenientes de protocolos de BNCT (Terapia por Captura Neutrónica de Boro). Tras la irradiación con neutrones térmicos del conjunto detector-muestra (ej., corte de tejido o cultivo celular) el detector debe someterse a un ataque químico con la consecuente pérdida del material biológico. La observación simultánea de las trazas y la imagen de la muestra permitiría una mayor resolución en la localización del boro dentro de la estructura celular y también el análisis en diferentes estados celulares, lo cual es relevante al considerar un tratamiento de BNCT.

Se presenta una metodología para producir una impronta de células cultivadas sobre una folia de policarbonato, mediante la exposición del detector a radiación UV C. Se determinaron condiciones óptimas para la obtención de imágenes simultáneas de células y trazas nucleares: fluencia de $10^{13} \text{ n.cm}^{-2}$, 6 h de exposición a radiación UV C (longitud de onda: 254 nm) y 4 min de tiempo de ataque químico. Las trazas sólo se encuentran dentro de las improntas celulares, indicando una captación preferencial de boro por parte de las células. Se obtuvo un valor promedio de $33 \pm 7 \text{ ppm}$ para la concentración de ^{10}B en un cultivo de células Mel-J. En una experiencia similar con radiación de luz UV de otra longitud de onda (UV A, 360 nm) se observó la ausencia de improntas celulares en la superficie de los detectores, no viéndose afectada la generación de las trazas nucleares.

NEUTRON AUTORADIOGRAPHY IN NUCLEAR TRACK DETECTORS: SIMULTANEOUS OBSERVATION OF CELLS AND NUCLEAR TRACKS FROM BNC REACTION BY UV C SENSITIZATION OF POLYCARBONATE

Portu, A.^{1,2}; Rossini, A.³; Gadan, M.A.¹; Thorp, S. I.¹; Curutto, P.¹; Pozzi, E.C.C.¹;
Cabrini, R. L.^{1,4,5} and Saint Martin, G.^{1,6}

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica

² Consejo Nacional de Investigaciones Científicas y Técnicas

³ Autoridad Regulatoria Nuclear

⁴ Facultad de Odontología, Universidad de Buenos Aires

⁵ Laboratorio de Microespectrofotometría (LANAIS-MEF), CONICET-CNEA

⁶ Instituto Jorge Sábato, Universidad Nacional de San Martín

email: portu@cnea.gov.ar / agustina.portu@gmail.com

Argentina

ABSTRACT

The distribution and concentration of ¹⁰B atoms in biological samples coming from BNCT (Boron Neutron Capture Therapy) protocols can be determined through the analysis of the tracks forming its autoradiography image on a nuclear track detector (SSNTD). In order to obtain the autoradiography image, a chemical etching must be performed to the detector after irradiation with thermal neutrons, and the biological sample (e.g. tissue section or cell cultures) is lost. For certain applications, a more precise knowledge of the location of boron atoms inside the cell is desired, which could be achieved by the simultaneous observation of the nuclear tracks and the sample image on the detector.

In this work we present a methodology to produce an “imprint” of Mel-J cells cultivated on a polycarbonate foil, by exposure of the detector to UV C radiation. The images of both cells and nuclear tracks were found to be optimal for a neutron fluence of 10^{13} n.cm⁻², UV C (254 nm wavelength) exposure during 6 h and an etching time of 4 min. The etch pits are only present inside the cells imprints, indicating a preferential boron uptake. An average value of 33±7 ppm was obtained inside the Mel-J cells. From the analysis of similar samples exposed to UV A, it could be observed that, despite having undergone irradiance conditions comparable to those used with UV C radiation, there was no cellular imprinting registered on the detector surface, though nuclear tracks seemed not to be affected.

INTRODUCCIÓN

La distribución y localización de un emisor de partículas en una muestra puede determinarse mediante la imagen autoradiográfica producida en un detector de trazas nucleares de estado sólido (Solid State Nuclear Track Detector, SSNTD) (Durrani y Bull, 1987). El uso de estos materiales (en general aislantes térmicos y eléctricos, orgánicos o inorgánicos) como detectores de iones pesados está basado en el daño permanente creado a lo largo de las trayectorias de iones que atraviesan el material. Estas zonas dañadas o trazas latentes pueden amplificarse realizando un ataque químico (etching) con una solución apropiada. La velocidad de etching en las inmediaciones de la trayectoria del ion es mayor que la velocidad de ataque en el material no irradiado (bulk). Este ataque preferencial hace posible el desarrollo de trazas que pueden observarse mediante microscopía óptica o electrónica, dependiendo de las condiciones de etching (Fleischer, et ál, 1975).

Los SSNTD se han utilizado para múltiples aplicaciones desde su primera descripción por Young (1958). Una de sus aplicaciones más sobresalientes es el mapeo de partículas pesadas emisoras en minerales y materiales biológicos (ej. Durrani y Bull 1987; Bersina et ál. 1995).

En particular, si una sección de tejido que contiene un emisor de partículas pesadas se pone en contacto con un SSNTD, el análisis de la densidad de trazas en el detector permite la determinación de la distribución espacial del elemento en la muestra. Ésta es la base del análisis autoradiográfico (Fleischer et ál. 1975). Las partículas cargadas pueden originarse del decaimiento natural de isótopos inestables o ser el resultado de una reacción nuclear de un blanco con neutrones (autoradiografía de captura neutrónica).

La Terapia por Captura Neutrónica de Boro (Boron Neutron Capture Therapy, BNCT) es una modalidad para el tratamiento del cáncer basada en la acumulación selectiva de compuestos borados en tejido maligno y la subsecuente irradiación con neutrones térmicos (ej. Coderre et ál., 2003). Cuando tiene lugar la reacción de captura de ^{10}B , se emiten, en direcciones opuestas, una partícula α y un ion de ^{7}Li , ambos de alta transferencia lineal de energía (linear energy transfer, LET) y corto rango. Por lo tanto, si el compuesto borado se acumuló en forma preferencial en las células cancerosas, las mismas sufren un daño letal, preservando el tejido normal circundante. BNCT ha sido aplicado en diferentes países, mayoritariamente para el tratamiento de cáncer de cabeza y cuello, melanomas y glioblastoma multiforme. Los compuestos más comúnmente utilizados son la borofenilalanina (BPA) y el borocaptato de sodio (BSH) (ej. Barth et ál., 2012). Así, la efectividad de BNCT está determinada por la acumulación selectiva de ^{10}B dentro de las células, dado que la componente más relevante de la dosis total está dada por la reacción de fisión del boro.

La técnica para obtener autoradiografías neutrónicas de muestras de tejido provenientes de protocolos de BNCT en detectores de policarbonato ha sido desarrollada y puesta a punto en nuestro laboratorio (Portu et ál., 2011a). Esta metodología está siendo aplicada actualmente para analizar en forma cualitativa y cuantitativa la distribución y concentración de boro en diferentes modelos experimentales (ej. Portu et ál., 2011b; Portu et ál., 2013, Molinari et ál., 2014). Los productos de la reacción $^{10}\text{B}(\text{n},\alpha)^{7}\text{Li}$ originan las trazas en la superficie del policarbonato. Con ese objetivo, el arreglo detector-sección de tejido (correlacionados espacialmente) deben irradiarse en forma conjunta con neutrones térmicos. Luego, la muestra debe separarse del detector, que se ataca químicamente para amplificar las trazas latentes producidas por las partículas emitidas desde el tejido. A pesar de que se realizan marcas de referencia, este procedimiento implica que la correlación entre el sitio de emisión y la posición de las trazas correspondientes puede determinarse con una precisión limitada. Dependiendo de los requerimientos de la aplicación y el

tipo de información a obtener a partir del análisis autoradiográfico, esta limitación debe ser tenida en cuenta

Como una primera aproximación, este conocimiento contribuiría a la evaluación de la respuesta celular al daño producido por iones bajo diferentes condiciones fisiopatológicas: diversidad de líneas celulares en una variedad de estados proliferativos, crecimiento individual, necrosis, etc. Sería eventualmente posible establecer la distribución de boro en diferentes organelas dentro de la célula.

La autoradiografía de alta resolución (High Resolution Quantitative Autoradiography, HRQAR, Solares and Zamenhof, 1995) permite la observación simultánea de secciones de tejido y trazas nucleares usando láminas de SSNTD extremadamente delgadas junto a un sistema de protección del tejido para su preservación durante el ataque químico. Hemos realizado algunas experiencias preliminares en nuestro laboratorio a fin de poner a punto la técnica pero el procedimiento se encuentra aún bajo desarrollo (Portu et ál., 2008).

Amemiya y colaboradores (2002) propusieron otra metodología para observar la imagen de la muestra y las trazas nucleares simultáneamente. Consiste en la generación de una “impronta” de la muestra biológica en la superficie de la folia detectora que sea revelable por el mismo proceso de ataque químico utilizado para desarrollar las trazas nucleares originadas por los átomos de boro presentes en la muestra. Los autores utilizaron detectores de CR39 (una marca comercial de polialildiglicol carbonato, PADC), lo irradiaron con rayos X y observaron las imágenes resultantes con un microscopio de fuerza atómica (atomic force microscope, AFM), con una resolución de alrededor de 100 nm. En un trabajo posterior, reportaron la posibilidad de generar improntas de material biológico sobre CR39 mediante radiación ultravioleta (Amemiya et ál., 2005). La posibilidad de observar las imágenes obtenidas mediante microscopía de contraste de fase fue reportada por Konishi y colaboradores (2007).

En un trabajo anterior habíamos estudiado la factibilidad de obtener imágenes de trazas nucleares superpuestas a improntas de material biológico en detectores de policarbonato (Lexan™) (Portu et ál., 2011c). En el presente trabajo, reportamos las condiciones experimentales óptimas a fin de observar en forma simultánea imágenes de células cultivadas en este detector y las trazas producidas por la reacción de captura por los átomos de boro dentro de las células, con un método de observación simple. Se encontraron las condiciones más favorables de cultivo en la superficie de las láminas de policarbonato, se estudiaron dos longitudes de onda de radiación ultravioleta y se determinaron las mejores condiciones de exposición UV y ataque químico. Se estudió un modelo experimental de melanoma y se logró cuantificar la captación de boro dentro de las células.

MATERIALES Y MÉTODOS

El modelo biológico utilizado para la generación de improntas fue el cultivo de células de melanoma humanas (Mel-J), establecidas a partir de una metástasis pulmonar derivada de un cáncer cutáneo. Las células se sembraron en folias circulares de policarbonato de 250 µm de espesor (Lexan™, SABIC Innovative Plastics). Durante la semana previa al sembrado, las folias se embebieron en medio de cultivo. Las células se incubaron en medio de cultivo RPMI 1640 (Gibco), suplementado con antibióticos y 10% de suero bovino (Natocor) en una atmósfera húmeda con 5% de CO₂ a 37°C. Luego de 48 hs (confluencia de ≈60%), las células se incubaron con RPMI con BPA, (10 µg ¹⁰B/mL, Interpharma), durante 2 hs (Carpano et ál., 2010). Luego, las muestras se lavaron tres veces con PBS y se fijaron en glutaraldehído al 2,5% a temperatura ambiente (con el objeto de evitar la disminución de tamaño de las células) durante 15 min.

Los arreglos de Lexan y células fijadas fueron irradiados en la facilidad de irradiación de BNCT del reactor RA-3 (CAE) con una fluencia de neutrones de 10^{13} n.cm⁻² a fin de lograr la reacción de captura. El flujo neutrónico se midió previamente utilizando un SPND (Self Powered Neutron Detector) y la incertezas en la fluencia de neutrones es del 8%. Durante la irradiación de las folias, el flujo fue monitoreado en ciertos puntos de referencia a fin de comprobar la estabilidad (Miller et ál., 2009).

Posteriormente, tres grupos de muestras se irradiaron con una lámpara TUV G15T8 (Philips, Holanda, 15 Watt, 254 nm) durante 2, 4 y 6 horas respectivamente. La irradiancia había sido medida previamente a diferentes distancias a la lámpara con un radiómetro (International Light Technologies ILT77). En la posición de irradiación, la irradiancia es de $4,65 \pm 0,02$ mW.cm⁻². Otro grupo de muestras se expuso a radiación UV A con una lámpara de 360 nm (TLD 18W/08, Philips, Holanda). La distancia y el tiempo de exposición se configuraron de forma tal que las muestras reciban la misma dosis que las muestras expuestas a UV C durante 6 horas.

Las muestras se colorearon con hematoxilina (H&E, BIOPUR, Rosario, Argentina) a fin de ser exploradas y fotografiadas con el sistema de adquisición digital Olympus DP70. Se tuvieron en cuenta puntos de referencia previamente establecidos a fin de facilitar la localización celular luego del ataque químico de las folias. Luego de la exploración, las células se removieron del detector con tripsina-EDTA (Sigma Life Science, St. Louis, MO, USA). El ataque químico se realizó con solución PEW (30 g KOH + 80 g alcohol etílico + 90 g agua destilada) a 70 °C durante diferentes tiempos de etching (2, 3 y 4 min) para cada grupo de irradiación. Se preservó la posición original de las folias en el portaobjetos y se obtuvieron nuevas imágenes, esta vez de las improntas celulares obtenidas.

Finalmente, un grupo de muestras de la condición “6 hs de UV-C + 6 min de etching” fueron metalizadas y observadas por microscopía SEM (FEI QUANTA 200).

RESULTADOS Y DISCUSIÓN

En las placas de Petri de poliestireno comerciales para cultivos celulares de rutina, la superficie del polímero es tratada mediante descarga de tipo corona y plasma de baja presión para aumentar la eficiencia de adhesión celular (Curtis et ál., 1983; Amstein et ál., 1975; Andrade, 1985). En policarbonato, el material elegido como SSNTD, la inercia química de la superficie disminuye la adhesión celular. Se realizaron varios pasos previos a fin de encontrar las condiciones óptimas de adhesión. Se tuvieron en cuenta ciertos parámetros, a fin de evitar cambios bruscos de temperatura durante el sembrado, así como también modificaciones de pH al realizar cambios de medio de cultivo. En la Figura 1a se observa una región de un cultivo donde las células se encuentran superpuestas y en la Figura 1b se presenta un ejemplo de una monocapa sembrada sobre Lexan. La adaptación de la técnica de sembrado sobre policarbonato se justifica por las ventajas de este material por sobre otros SSNTD, en términos de cuantificación de boro a partir del análisis de la densidad de trazas nucleares (Portu et ál., 2011a; Saint Martin et ál., 2011).

La sensibilización del detector debido a la exposición con radiación UV C se debe a la fotodegradación del polímero, que resulta en la formación de una impronta del material biológico que reproduce los contornos de las células y sus núcleos. A partir del análisis y comparación de muestras procesadas en diferentes condiciones, se establecieron condiciones de exposición a UV C y tiempos de etching óptimos. Un tiempo de etching de 2 min dió como resultado trazas nucleares pequeñas (diámetro ≈ 1 μm), que no son fácilmente distinguibles en las improntas celulares en todos los casos, por lo que fue descartado.

Se observó (Figura 2) que 2 h de irradiación UV C fue insuficiente para obtener buenas improntas celulares. Los contornos celulares no son definidos,

independientemente del tiempo de etching. En la Figura 3 se observan imágenes comparativas correspondientes a 4 y 6 h de exposición UV C y tiempos de etching de 3 y 4 min. Las imágenes autoradiográficas se obtuvieron enfocando las improntas celulares, de modo que las trazas nucleares se distinguen como puntos brillantes. Las trazas nucleares pueden observarse más claramente en otro plano focal. Del análisis comparativo de las imágenes, se concluye que tanto las improntas celulares como las trazas nucleares presentan mayor definición y tamaño para 6 h de exposición UV C y 4 min de etching.

En la Figura 4 pueden observarse imágenes de muestras control e incubadas con BPA, procesadas con las condiciones consideradas como óptimas: 6 h UV-C, 4 min de etching. En todas las muestras control se comprobó la ausencia de trazas nucleares, independientemente del tiempo de exposición o la duración del ataque químico, mientras que éstas pudieron ser claramente observadas en las autoradiografías correspondientes a las muestras con BPA. En el panel se muestran imágenes de dos planos focales diferentes: en la superior, el foco está puesto en las improntas celulares, mientras que en la inferior, las trazas nucleares están enfocadas y pueden observarse como círculos negros. Por su parte, las observaciones realizadas en el microscopio SEM confirmaron que las trazas aparecen como huecos en la superficie, mientras que las improntas son relieves en la superficie del material (Figura 5).

En todas las muestras donde las células habían sido incubadas con BPA, casi la totalidad de las trazas nucleares observadas en la superficie del detector están concentradas en los sitios donde originalmente se encontraban las células. Por otra parte, la densidad de trazas presentes en las muestras analizadas fue considerablemente menor que las obtenidas en estudios realizados con la técnica de autoradiografía convencional, para la misma fluencia de neutrones (Portu et ál., 2011 b). A fin de cuantificar la densidad de trazas, inicialmente se midieron las áreas celulares. En la Figura 6a se observa el histograma de área por célula. Luego se contaron los eventos e interpolaron los valores en una curva de calibración, a fin de obtener los valores de concentración de boro. Como puede observarse en la Figura 6b, no todas las células captan la misma cantidad de boro. La concentración media es 33 ± 7 ppm, valor que es aproximadamente tres veces mayor que el correspondiente a la incubada originalmente. Este resultado es coherente con la actividad de los transportadores de aminoácidos neutros (L), cuya eficiencia de captación es entre 3-4 veces a 1 (Rossini et ál., 2014).

Finalmente, se estudió la posibilidad de obtener improntas celulares mediante la exposición de los cultivos celulares sobre Lexan a radiación de diferente longitud de onda (ej. 360 nm, UV A), a fin de analizar la posibles diferencias en la generación de la impronta en función de una variación de este parámetro. En las Figuras 7 a y b se observan imágenes de trazas nucleares sin formación de improntas, para el caso de irradiación UV A. A partir de nuestros resultados, puede concluirse que los mecanismos del daño fotoinducido en el detector polimérico, considerado responsable de la creación de las improntas celulares, son más efectivos en el caso de fotones más energéticos que los correspondientes a la radiación UV A. De hecho, se ha demostrado que las reacciones fotoinducidas en policarbonato son fuertemente dependientes de la longitud de onda (Rivaton, 1995; Andrade et ál., 1991). La ruptura de cadenas en policarbonato actúa más eficientemente al exponerlo a luz UV C (260 nm) (Torikai et ál., 1993). Como la velocidad de ataque químico en el material detector está relacionada con el peso molecular y la longitud de los fragmentos de cadena, la posibilidad de revelar las improntas celulares podría asociarse a un aumento en la velocidad de ataque en las muestras irradiadas con UV C.

CONCLUSIONES

Se propone un método que permite la observación simultánea de trazas nucleares originadas a partir de átomos de ^{10}B dentro de las células Mel-J cultivadas sobre folias de Lexan, utilizadas como SSNTD. Se observó que la exposición a radiación UV de mayor longitud de onda (360 nm) no fue efectiva para producir improntas celulares en el detector de policarbonato. Se establecieron las mejores condiciones de exposición a radiación UV C y tiempos de etching a fin de obtener imágenes de improntas y trazas de mayor resolución. Con este procedimiento, será posible estimar la incorporación de diferentes compuestos borados en diferentes situaciones fisiopatológicas a nivel celular. Consecuentemente, será posible comparar la incorporación de compuestos borados en diferentes líneas celulares.

AGRADECIMIENTOS

Este estudio fue financiado parcialmente con un subsidio de la Fundación Florencio Fiorini. Los autores agradecen la asistencia técnica brindada por Adriana Dominguez del Grupo de Microscopía Electrónica (Departamento de Materiales, CNEA).

REFERENCIAS

- Amemiya, K., Takahashi, H., Nakazawa, M., Shimizu, H., Majima, T., Nakagawa, Y., Yasuda, N., Yamamoto, M., Kageji, T., Nakaichi, M., Hasegawa, T., Kobayashi, T., Sakurai, Y., Ogura, K. (2002) Soft X-ray imaging using CR-39 plastics with AFM readout. *Nucl.Instr. and Meth. B* 187, 361–366.
- Amemiya, K., Takahashi, H., Kajimoto, Y., Nakazawa, M. , Yanagie, H., Hisa, T., Eriguchi, M., Nakagawa, Y., Majima, T., Kageji, T., Sakurai, Y., Kobayashi, T., Konishi, T., Hieda, K., Yasuda, N., Ogura, K. (2005) High-resolution nuclear track mapping in detailed cellular histology using CR-39 with the contact microscopy technique *Radiation Measurements* 40, 283 – 288
- Amstein, C.F; Hartman, P.A. (1975) Adaption of Plastic Surfaces for Tissue Culture by Glow Discharge. *J. Clinical Microbiology* 2: 46 – 54.
- Andrade, J.D. (1985) Ed. Surface and Interfacial Aspects of Biomedical Polymers.Vol. 2, New York, Plenum Press.
- Andrade, A. I., Fueki, K., Torikai, A. (1991) Spectral Sensitivity of Polycarbonate to Light-Induced Yellowing. *Journal of Applied Polymer Science*, 42, 2105-2107.
- Barth RF, Vicente MG, Harling OK, Kiger WS 3rd, Riley KJ, Binns PJ, Wagner FM, Suzuki M, Aihara T, Kato I, Kawabata S. 2012. Current status of boron neutron capture therapy of high grade gliomas and recurrent head and neck cancer. *Radiat Oncol* 7:146.
- Bersina, I.G., Brandt, R., Vater, P., Hinket, K., Schütze, M., 1995. Fission track autoradiography as a means to investigate plants for their contamination with natural and technogenic uranium, *Rad. Meas.* 24(3):271-282.
- Carpano M., Dagrosa A., Nievas S., Rossini A., Juvenal G., Pisarev M. (2010) Comparative studies of boronophenylalanine (BPA) uptake in three human cell lines of malignant melanoma. *Proceedings of 14th International Congress on Neutron Capture Therapy, Argentina.*123-125.
- Coderre JA, Turcotte JC, Riley KJ, Binns PJ, Harling OK, Kiger WS. 2003. Boron Neutron Capture Therapy: cellular targeting of high linear energy transfer radiation. *Technol Cancer Res Treat* 2:355-375.

- Curtis, A.S.G., Forrester, J.V., McInnes, C., Lawrie, F. (1983) Adhesion of Cells to Polystyrene Surfaces. *J. Cell. Biology*, Vol. 97: 1500 – 1506.
- Durrani S.A., Bull R.K. (1987). Solid State Nuclear Track Detection. Principles, Methods and Applications. International Series in Natural Philosophy (Ed. D. ter Haar). Pergamon Press.
- Fleischer RL, Price P, Walker RM. (1975). Nuclear Tracks in Solids. University of California Press, Berkeley.
- Konishi, T, Amemiya, K., Natsume, T., Takeyasu, A., Yasuda, N., Furusawa, Y., Hieda, K. (2007) A new Method for the Simultaneous Detection of Mammalian Cells and Ion Tracks on a Surface of CR 39. *J. Radiat. Res.* 48, 255-261.
- Miller, M., Quintana, J., Ojeda, J., Langan, S., Thorp, S., Pozzi, E., Sztejnberg, M., Estryk, G., Nosal, R., Saire, E., Agrazar, H., Graño F., 2009. New irradiation facility for biomedical applications at the RA-3 reactor thermal column. *Appl. Radiat Isot.* 67(7-8 Suppl):S226-9.
- Molinari, A.J., Thorp, S.I., Portu, A.M., Saint Martin, G., Pozzi, E.C., Heber, E.M., Bortolussi, S., Itoiz, M.E., Aromando, R.F., Monti Hughes, A., Garabalino, M.A., Altieri, S., Trivillin, V.A., Schwint, A.E. (2014). Assessing advantages of sequential boron neutron capture therapy (BNCT) in an oral cancer model with normalized blood vessels. *Acta Oncol.* 2014. En prensa.
- Portu, A., Bernaola, O.A., Nievas, S., Liberman, S., Saint Martin, G. (2011a). Measurement of ¹⁰B concentration through autoradiography images in polycarbonate nuclear track detectors. *Rad. Meas.* 46, 1154-1159.
- Portu, A., Carpano, M., Dagrosa, A., Nievas, S., Pozzi, E., Thorp, S., Cabrini, R., Liberman, S., Saint Martin, G. (2011b). Reference Systems for the Determination of ¹⁰B through Autoradiography Images: Application to a Melanoma Experimental Model. *Appl Radiat Isot.* 69, 1698-1701.
- Portu, A., Rossini, A., Saint Martin, G., Bernaola, O.A., Cabrini, R.L. Autorradiografía en detectores de trazas nucleares: visualización simultánea de células y trazas originadas en ¹⁰B (2011c). XXXVIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Ciudad Autónoma de Buenos Aires, Argentina.
- Portu A., Saint Martin G., Bernaola O. A., Cabrini R. L. (2008). Aportes para la observación simultánea de cortes de tejido y de trazas nucleares en detectores poliméricos. Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Ciudad Autónoma de Buenos Aires, Argentina.
- Portu, A., Carpano, M., Dagrosa, A., Nievas, S., Pozzi, E., Thorp, S., Cabrini, R., Liberman, S., Saint Martin, G. (2011). Reference Systems for the Determination of ¹⁰B through Autoradiography Images: Application to a Melanoma Experimental Model. *Appl Radiat Isot.* Ahead of print, doi:10.1016/j.apradiso.2011.02.049.
- Rivaton, A. (1995) Recent advances in bisphenol-A polycarbonate photodegradation. *Polymer Degradation and Stability*, 49, 163-179.
- Rossini, A.E., Dagrosa, M.A., Portu, A., Saint Martin, G., Thorp, S., Casal, M., Navarro, A., Juvenal, G.J., Pisarev, M.A. Assessment of biological effectiveness of boron neutron capture therapy in primary and metastatic melanoma cell lines. *Int J Radiat Biol.* 2014. En prensa.
- Saint Martin, G., Portu, A., Santa Cruz, G.A., Bernaola, O.A., (2011). Stochastic simulation of track density in nuclear track detectors for ¹⁰B measurements in autoradiography. *Nucl. Instr. Meth. Phys. B* 269:2781-2785.

Solares, G.R., Zamenhof, R.G. (1995). A Novel Approach to the Microdosimetry of Neutron Capture Therapy. Part I. High Resolution Quantitative Autoradiography Applied to Microdosimetry in Neutron Capture Therapy. Radiat Res. 144:50-58.

Torikai, A., Mitsuoka, T., Fueki, K. (1993) Wavelength sensitivity of the Photoinduced Reaction in Polycarbonate. Journal of Polymer Science. Part A: Polymer Chemistry. 31, 2785-2788.

FIGURAS

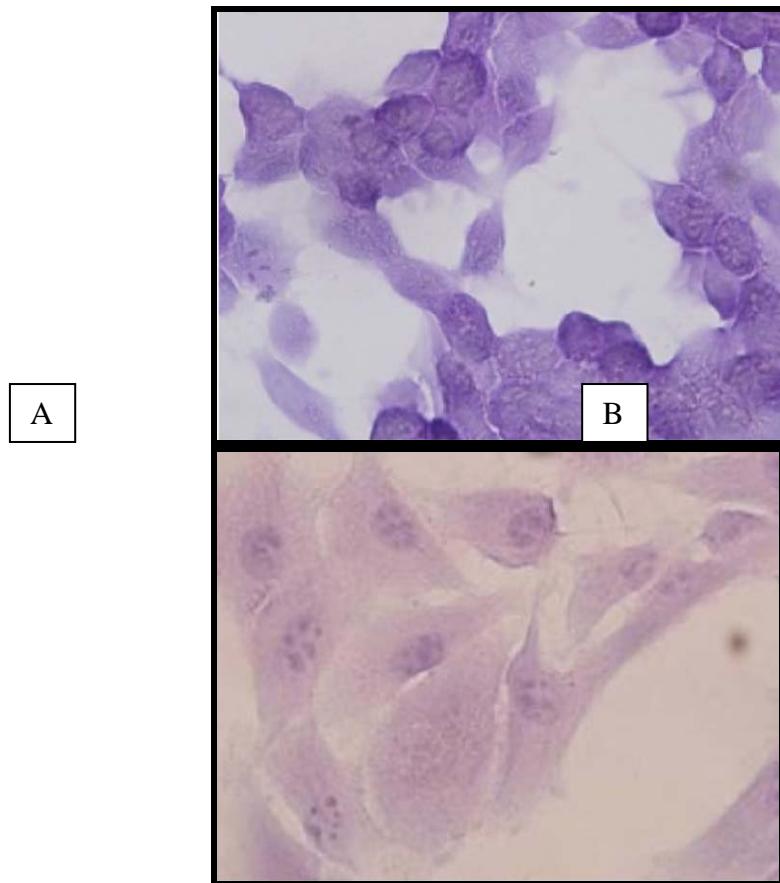


Figura 1. Cultivo de células Mel-J sembradas sobre folias de Lexan.
(a) Superposición, (b) Monocapa. Magnificación: 400x.

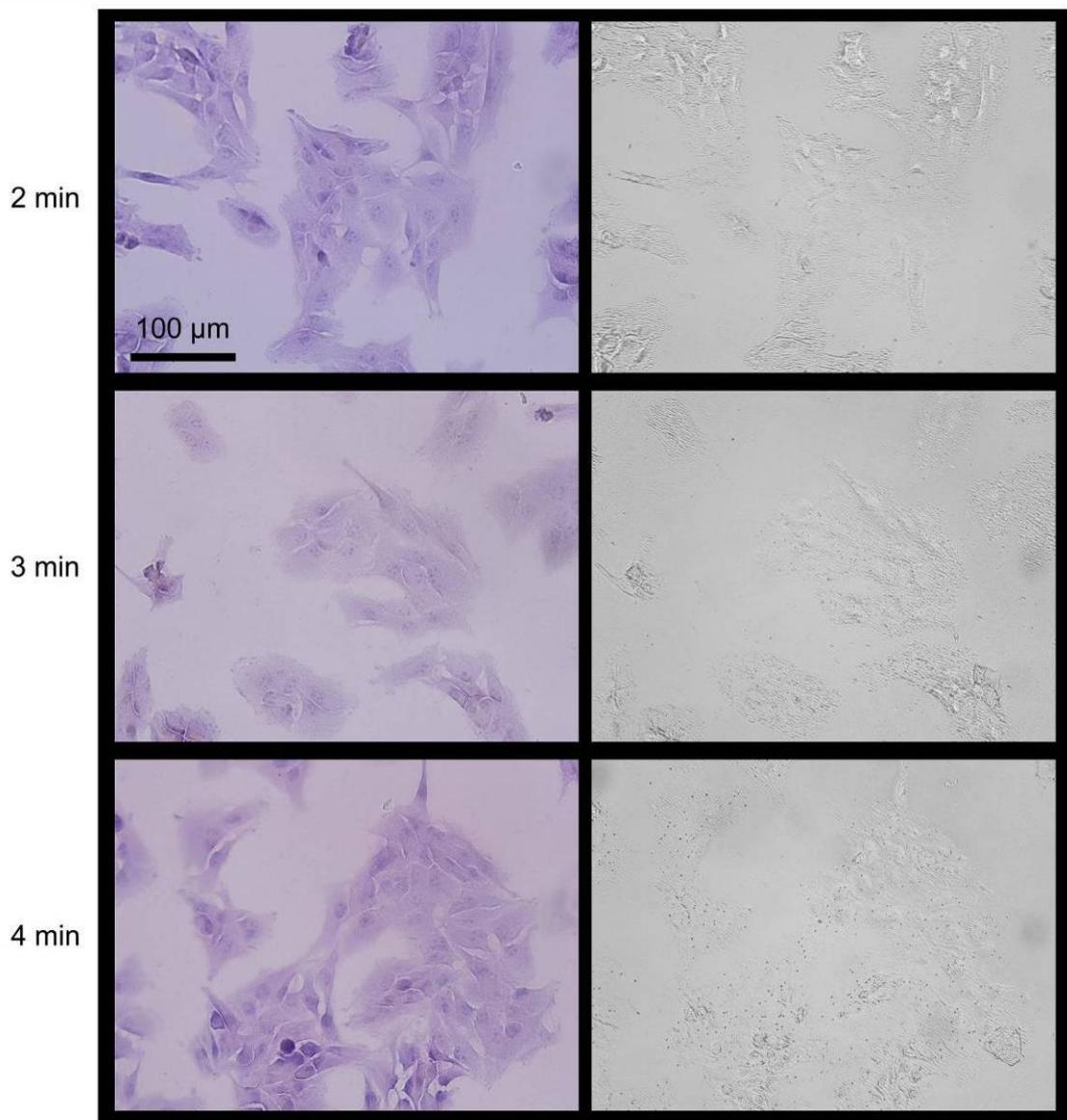


Figura 2. Células Mel-J en Lexan. 2 h de exposición a UV C y 2, 3, y 4 min de etching.
Magnificación: 10x.

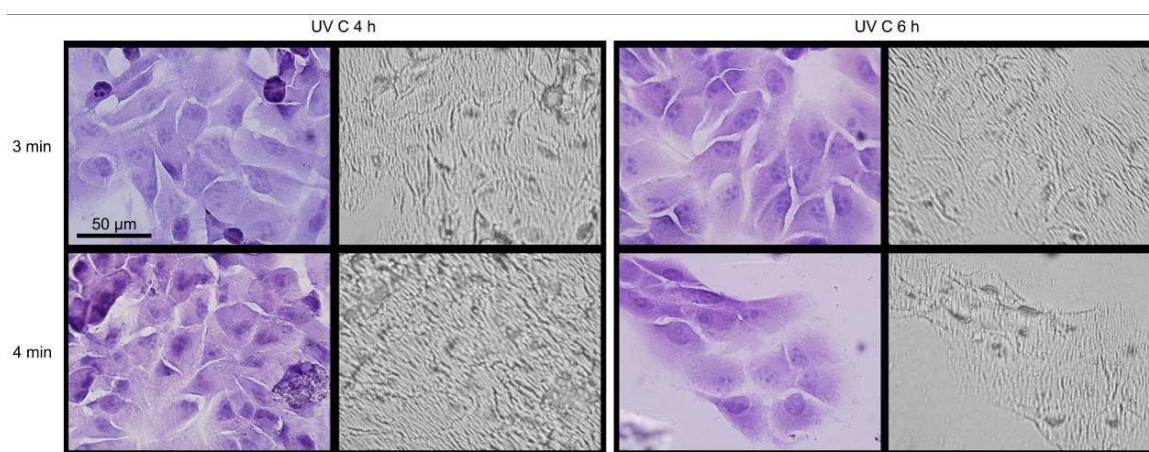


Figura 3. Células Mel-J en Lexan (100x). 4 h y 6 h de exposición a UV C, 3, y 4 min de etching químico.

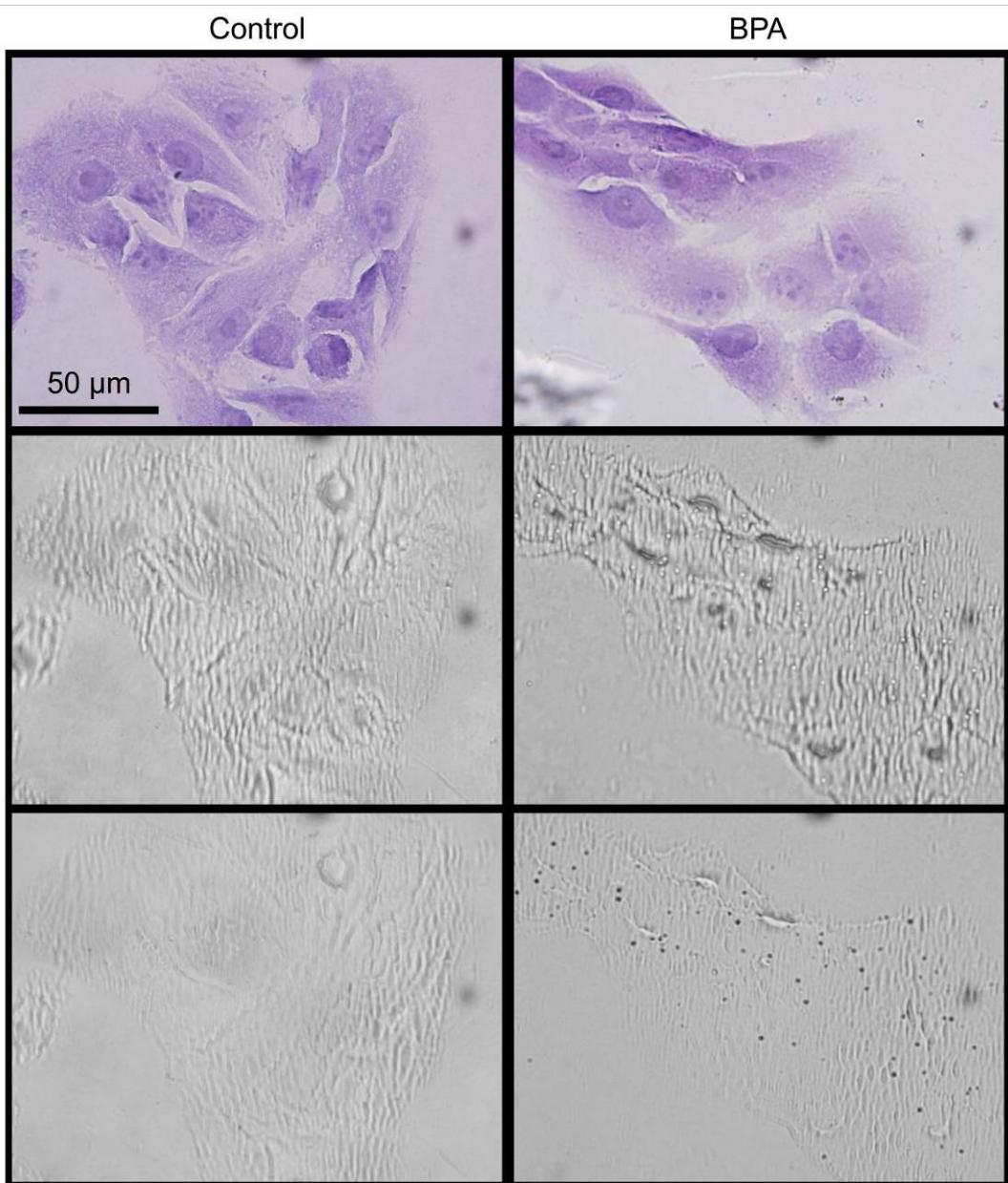
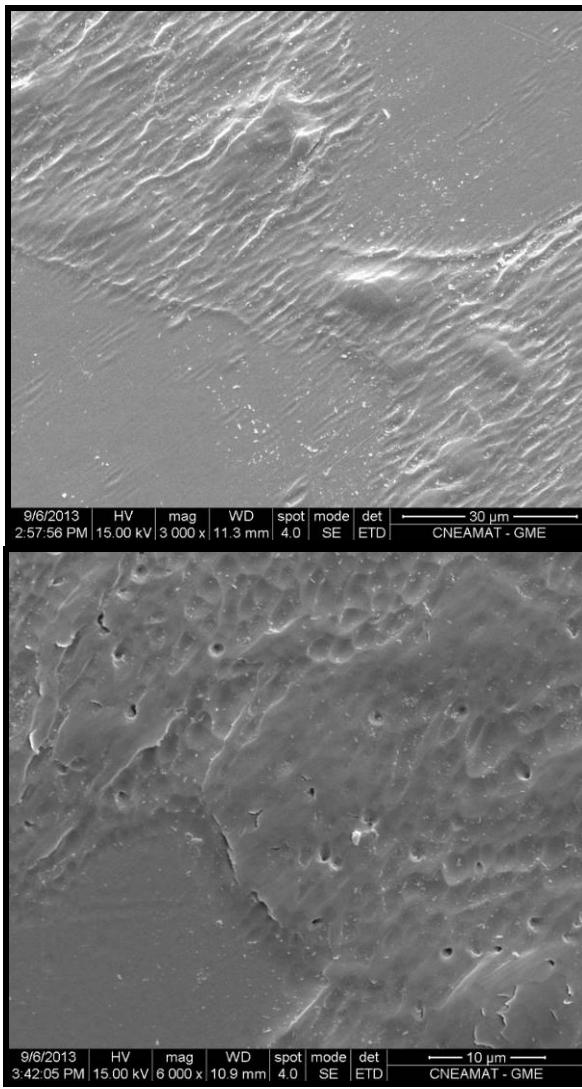


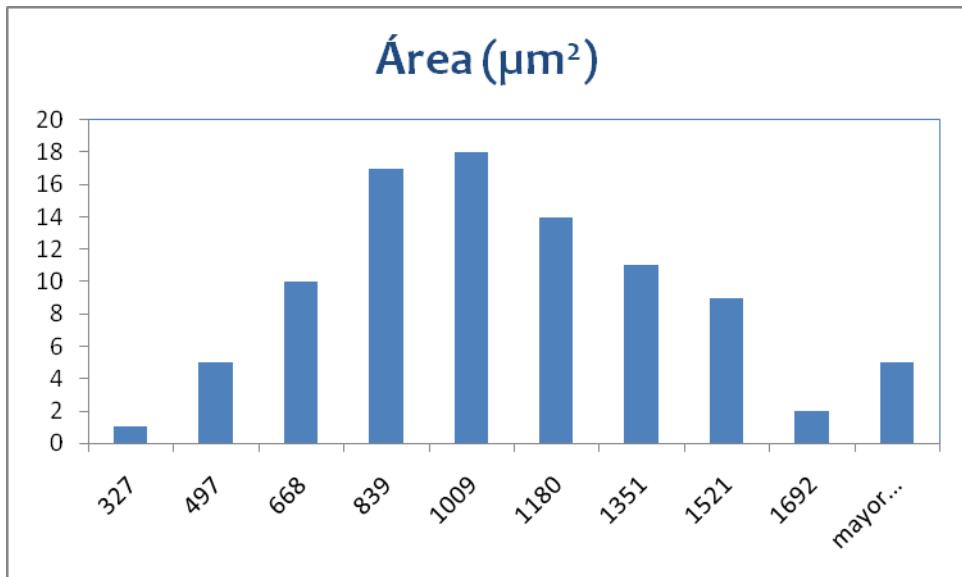
Figura 4. Células Mel-J en Lexan (100x): controles e incubadas con BPA. 6 hs de exposición a UV C y 4 min de etching químico.



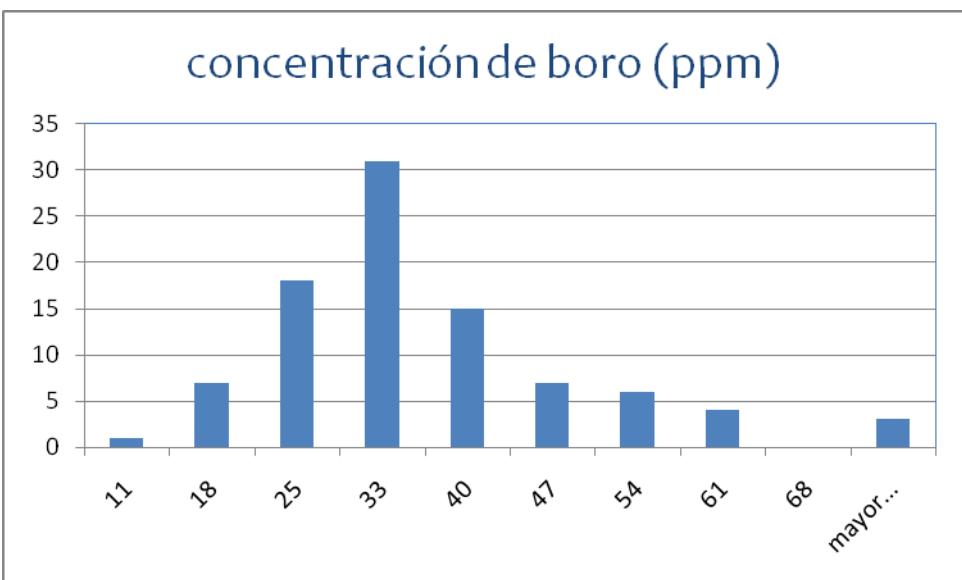
(a)

(b)

Figura 5. Fotografías SEM de improntas celulares para (a) una muestra control y (b) una muestra con BPA .



(a)



(b)

Figura 6. (a) Distribución de área celular para un cultivo de Mel-J.
 (b) Distribución de concentración de boro para un cultivo de Mel-J incubado con BPA (10 ppm).

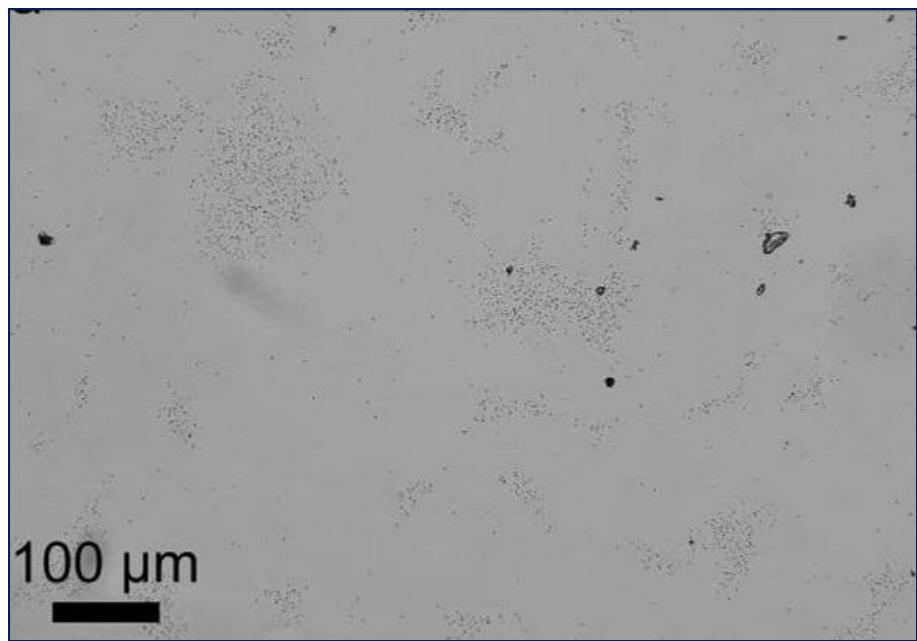


Figura 7. Imagen de trazas nucleares sobre Lexan luego de exposición a UV A.
Magnificación: 10x.

Determinación de los coeficientes de reactividad por temperaturas de combustible y refrigerante de la Central Nuclear Embalse

Spinella, M.R.; Madariaga, M. y Lazarte, A.I.

DETERMINACIÓN DE LOS COEFICIENTES DE REACTIVIDAD POR TEMPERATURAS DE COMBUSTIBLE Y REFRIGERANTE DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

Spinella, M.R.¹; Madariaga, M. y Lazarte, A.I.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Palabras clave: Coeficientes, reactividad, combustible, refrigerante, CANDU, Embalse

RESUMEN. En este trabajo se ha modelado el núcleo de la Central Nuclear Embalse (CANDU-600) y se ha obtenido la respuesta en reactividad en función de la temperatura y densidad del refrigerante y de la temperatura del combustible. Para efectuar los cálculos se emplearon los códigos de celda WIMS incluyendo la biblioteca de datos nucleares del 2002 WLUP (Wims Library Update Project) y el código de reactor CITVAP.v3.5. La metodología empleada está basada en el uso de secciones eficaces macroscópicas, realizándose en dos etapas, el cálculo de celda y finalmente el de núcleo. La celda se define como una porción del núcleo, considerándose éste como una repetición periódica de dicha celda, compuesta por el combustible, el refrigerante, componentes estructurales y parte del moderador. En la etapa del cálculo de núcleo, éste es dividido en regiones homogéneas denominadas “canales” cuyas secciones eficaces son las obtenidas de la celda considerada como un material homogéneo sólo descripto por sus secciones eficaces. En este caso el modelo, parcial, del núcleo contiene los 380 canales, divididos en 12 zonas representando a cada uno de los manojos de elementos combustibles y, no se han considerado las barras de control y las ajustadoras ni zonas líquidas. Para las evaluaciones se utilizó una distribución de quemado correspondiente a 5189 días de operación a plena potencia. Entre los resultados obtenidos se halló que el coeficiente de reactividad por temperatura de combustible se encuentra en el rango de -0,7 pcm/°C a 0,2 pcm/°C para temperaturas entre 250 y 2900 °C; siendo su valor $\alpha_{FT} = -0,34$ pcm/°C para la temperatura de operación a plena potencia y que el coeficiente de reactividad por temperatura y densidad del refrigerante es $\alpha_{CT} = 3,4$ pcm/°C entre condiciones frías y de plena potencia. Los datos obtenidos se compararon con otros a reactores CANDU de características similares.

1 INTRODUCCIÓN

La realización de evaluaciones de seguridad nuclear de una central tanto para situaciones accidentales como para condiciones normales requiere un modelado de la misma que comprende tanto cuestiones neutrónicas relacionadas con el núcleo y el combustible como termohidráulicas. Desde el punto de vista nuclear, una forma de determinar los cambios en el núcleo frente a perturbaciones con respecto a condiciones nominales es mediante los denominados coeficientes de reactividad. Los cambios pueden generarse cuando se perturban por ejemplo, las densidades del refrigerante y del moderador, o las temperaturas de estos o del combustible para distintas condiciones de quemado, o de venenos neutrónicos quemables. En particular, los coeficientes de reactividad son esencialmente importantes durante un accidente cuando las variaciones de las propiedades de los fluidos o del combustible (que realimentan estos coeficientes) son diferentes a las de operación normal o condiciones permitidas. Por lo anterior, la determinación de los coeficientes es fundamental ya que desviaciones considerables en los mismos pueden dar origen a situaciones de planta que requieran el accionamiento más rápido y, dependiendo de la evolución de manera más eficiente, de sistema de seguridad para

¹ mspinella@arn.gob.ar

evitar alcanzarse condiciones próximas a los límites admisibles (AECL). Una discusión adicional, y reciente, sobre el efecto de los coeficientes de reactividad en la evolución de eventos postulados en un CANDU y su relación con cuestiones de licenciamiento se puede encontrar en (Kastanya).

Cabe señalar que en el caso de reactores CANDU, se ha puesto énfasis en la determinación del coeficiente de reactividad por vacío de refrigerante que, a diferencia de otros tipo de reactores de agua liviana, es positivo (CNSC; Meneley).

La Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) considera como parte de las tareas de licenciamiento de la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse tener la capacidad de obtener coeficientes de reactividad en diversas situaciones y condiciones. Éstos pueden ser usados para evaluaciones del diseño neutrónico y para estudios deterministas de seguridad como parte de un modelo simplificado de cinética puntual que se realicen con los correspondientes códigos. Como primer paso, se han determinado los coeficientes de realimentación por temperatura del combustible, temperatura y densidad del refrigerante para una distribución de quemado en equilibrio (más 5000 días de plena potencia), con una concentración de xenón y samario en equilibrio, correspondiente a plena potencia, aunque no se han considerado los mecanismos de control y regulación de reactividad durante operación normal, como barras ajustadoras y zonas líquidas. Sin embargo, se consideró una distribución de quemado determinada teniendo en cuenta la ubicación de estos mecanismos en las posiciones nominales de operación. También se determinó la reactividad en función del porcentaje de vacío de refrigerante ya que, debido a las características propias del reactor, resulta de importancia.

La estructura de este trabajo es la siguiente: en la sección 2, se realiza un resumen de la metodología y códigos empleados, en la sección 3 se describe al núcleo de la CNE y sus principales parámetros constructivos y los modelos de celda y reactor que se elaboraron. Finalmente se presentan los resultados y una discusión de los mismos.

2 METODOLOGÍA

2.1 Metodología general del cálculo neutrónico

El cálculo del reactor se realizó utilizando diferentes códigos, en dos etapas, primero mediante un cálculo de celda y luego de núcleo.

La celda es definida como una porción del núcleo tal que el mismo pueda considerarse como una repetición periódica de la misma. En este caso la celda contiene el elemento combustible (EC), el refrigerante, componentes estructurales y parte del moderador. En su modelado el EC se representa con todo el detalle posible, dentro de la capacidad del código para describir su geometría; los detalles se resumen en la sección 3.

Con el código de celda (Oak Ridge National Laboratory) se resolvió la ecuación de transporte en la celda con el método de probabilidades de colisión imponiendo condiciones de contorno periódicas (reactor infinito), obteniéndose así el flujo neutrónico en función de la posición y de la energía, y además las secciones eficaces en función del quemado necesarias para su posterior uso en el cálculo del reactor. También se generan las secciones eficaces de otros materiales como el reflector, ciertas estructuras, etc.

En la etapa del cálculo del núcleo éste es dividido en regiones homogéneas denominadas “canales” cuyas secciones eficaces (XS) son las de la celda a pocos grupos de energía. Éstas se obtienen a partir de los datos y resultados del cálculo de celda (volúmenes, secciones eficaces macroscópicas y flujo neutrónico) efectuando promedios pesados que corresponden a una “homogeneización” y “condensación” a través de un post procesado. Se hallaron así las reactividades en función de los distintos parámetros y sus dependencias con el quemado.

2.2 Códigos neutrónicos utilizados

Se empleó el sistema integrado **MTR_PC V3.0** (INVAP S.E.). La línea de cálculo y códigos empleados se esquematizan en la Figura 1:

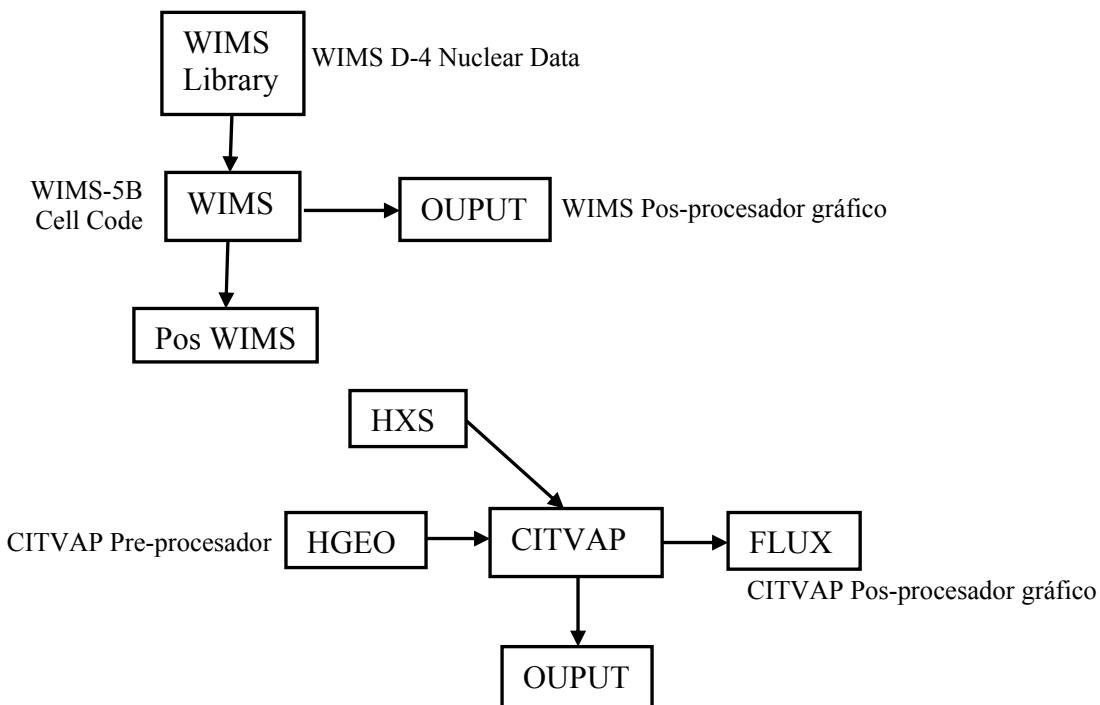


Figura 1: Línea de cálculo

WIMS-OIEA Library: Biblioteca de Datos Nucleares de 69 grupos de energía,

WIMS5B: Programa para el cálculo de celda (Oak Ridge National Laboratory).

POS_WIMS v2.0: Programa para condensar y homogeneizar las secciones eficaces macroscópicas provistas por la salida del Código WIMS (Oak Ridge National Laboratory).

HXS v4.1: Programa que maneja la biblioteca de secciones eficaces macroscópicas. Efectúa el nexo entre el cálculo de celda y el cálculo de núcleo (INVAP S.E.,).

CITVAP v3.5: Código de cálculo de reactor (INVAP S.E.).

2.3 Procedimiento

Para poder evaluar los efectos de la realimentación sobre la reactividad con CITVAP es necesario contar con las XS resultantes de perturbar sólo el parámetro de interés, manteniendo los demás en sus valores de referencia como se describe a continuación:

- Mediante WIMS se efectuó un cálculo de celda de acuerdo con las aproximaciones que se describen en la sección 3 para el elemento combustible. Se dejó evolucionar a la celda en función del quemado con todos sus parámetros en los valores correspondientes al estado nominal, salvo el quemado (ver tabla 1). De este modo se obtienen las XS no perturbadas en función del quemado. El cálculo de celda se efectuó hasta 14000 MWd/TU cubriendose todos

los posibles estados de quemados de los EC luego de más de 5000 días de plena potencia.

- El programa permite obtener de la misma corrida la composición isotópica del combustible en cada paso de quemado, las que son utilizadas de manera fija en una nueva entrada de datos para recalcular las XS de cada paso de quemado, las XS perturbadas solo por la modificación del parámetro de interés.

- Con el POST-WIMS, para cada uno de los casos perturbados, se homogeneizaron y condensaron las secciones eficaces a 2 grupos de energía y, con el HXS se preparó la biblioteca de XS perturbadas en función del quemado para su utilización en el cálculo de reactor.

- Luego se calculó la reactividad con el CITVAP para cada perturbación de interés.

Magnitud	Valor
Temperatura efectiva del combustible empleada para calcular los parámetros del reticulado	687 °C
Grado de quemado de cada EC	El correspondiente a 5189 dpp Quemado promedio 3965,1 MWd/TU
Temperatura del moderador	71 °C
Densidad del moderador	1,08441 g/cm ³
Temperatura del refrigerante, promediada en el canal	290 °C
Densidad del refrigerante	0,81846 g/cm ³

Tabla 1: Parámetros nominales o de referencia sujetos a variaciones.

3 DESCRIPCIÓN DEL NÚCLEO DE LA CNE Y SU MODELADO

3.1 Características generales

El reactor CANDU-600 (AECL ; Kluger) es un reactor refrigerado y moderado con agua pesada que utiliza uranio natural como combustible. A diferencia de otros PHWR, utiliza el concepto de tubo de presión (TP). El núcleo del reactor consiste principalmente del recipiente de calandria cilíndrico horizontal que contiene el moderador y reflector. La calandria es atravesada horizontalmente de forma axial por los 380 canales combustibles. Estos están compuestos por los tubos de presión construidos de circonio y 2,5 % de niobio, y conexiones terminales de acero inoxidable.

Los tubos de presión están rodeados por los tubos de calandria de Zircaloy 2 que los aislan del moderador. A su vez cada tubo de presión está aislado del Tubo de Calandria (TC) por un espacio anular que contiene CO₂ seco suministrando una aislación térmica entre el refrigerante primario y el moderador (ver Figura 2.a). Los TP contienen a los EC y al agua pesada refrigerante. Los tubos de calandria están dispuestos en una red de paso cuadrado de 285,75 mm conformando un núcleo cilíndrico (ver Figura 2.b). Las dimensiones aproximadas y material de cada componente se presentan en la Tabla 2.

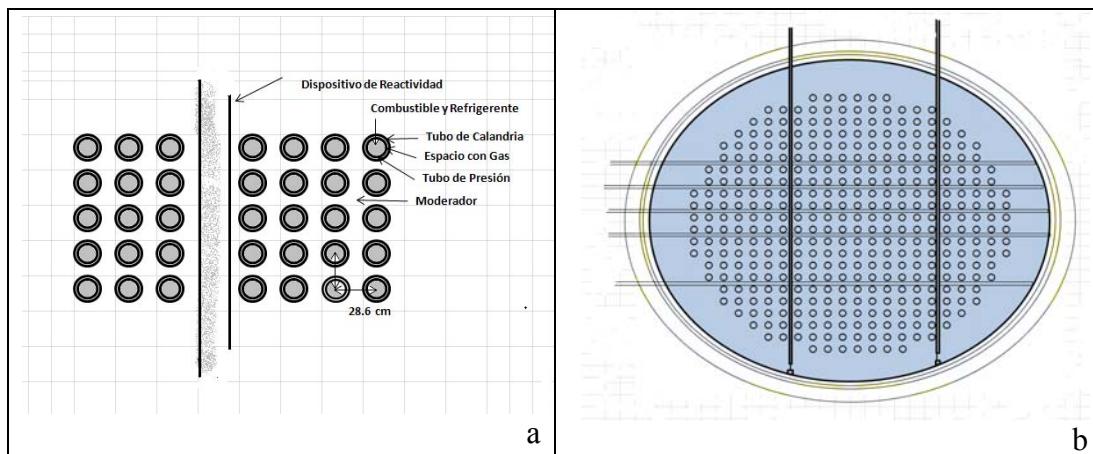


Figura 2: a) Esquema de los canales combustible. b) Esquema del núcleo del reactor.

Magnitud	Valor
Recipiente de la Calandria	
Diámetro interior de la carcasa principal	7,60 m
Diámetro interior de la subcarcasa	6,76 m
Longitud aproximada	5,96 m
Material	Acero inoxidable
Tubos de Calandria	
Diámetros interior	12,90 cm
Espesor pared	0,14 cm
Diámetro exterior	13,18 cm
Material	Zry2
Tubos de Presión	
Diámetro interno del Tubo de Presión (TP)	10,34 cm
Espesor promedio de la pared del tubo de presión	0,43 cm
Radio exterior del tubo de presión	11,21 cm
Longitud	6,3 m
Longitud activa de los elementos	495,30 mm
Material	Zr: 2,5% Nb

Tabla 2: Datos de la Calandria.

El EC (sus parámetros característicos se detallan en la Tabla 3) está compuesto por 37 barras combustibles (BC), de sección circular, dispuestas en 3 anillos concéntricos. La longitud de la calandria de 5,96 m hace que en cada canal combustible se alojen 12 EC. Por otra parte, cada BC está constituida por:

- a) Un tubo o vaina de Zry4, revestido interiormente de una fina película de grafito, en cuya superficie exterior, en la zona periférica central, se encuentran soldados pequeños apéndices, denominados espaciadores, para evitar el contacto entre las vainas.
- b) Aproximadamente 35 pastillas cilíndricas de dióxido de uranio (UO_2).
- c) Dos tapones de Zry4 soldados a los extremos de la vaina.

Cada una de las vainas de las barras externas del EC lleva, además, tres apéndices metálicos soldados; en el centro y en los extremos de la vaina, denominados patines y que cumplen la función de mantener separado al EC del canal de combustible.

Características Generales	
Material combustible	Pastillas UO ₂
Material estructural	Zircaloy-4
Longitud del elemento combustible (manojo)	495,30 mm
Pastillas de UO₂	
Diámetro	12,15 mm
Radio de la parte plana	5,57 mm
Largo de la pila	480,00 mm
Vaina	
Diámetro externo	13,08 mm
Espesor de pared	0,42 mm
Espesor (mínimo) de grafito	2,50 µm
Conjunto Elemento	
Diámetro Corona exterior	86,60 mm
Diámetro Corona intermedia	57,50 mm
Diámetro Corona interna	29,80 mm
Masa del Material (por manojo)	
Uranio	18,822 kg
UO ₂	21,352 kg
Total Zircaloy-4	2,342 kg
Volúmenes de Material (por manojo) frío	
Pastillas de UO ₂	2,013x10 ⁶ mm ³
Total Zircaloy -4	3,548x10 ⁵ mm ³

Tabla 3: Componentes y parámetros del elemento combustible.

3.2 Modelado del EC

La celda a modelarse en el WIMS se muestra en la Figura 3, allí se esquematiza a los elementos que la compondrán, el EC compuesto por las 37 BC, el TP el refrigerante, el gas anular de CO₂, el TC y el moderador.

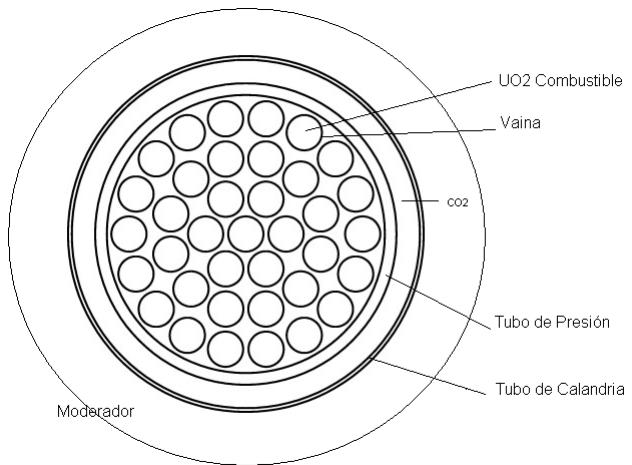


Figura 3: Diagrama de la Celda.

La Figura 4.a muestra un corte de la BC. Para su modelado en el WIMS, se consideraron sólo dos zonas, una central compuesta por UO_2 de radio R_1 y un anillo adyacente de Zry4 (despreciándose la capa de helio y la de grafito que se remplazan por Zry4), de radio exterior R_2^* , ver Figura 4.b. Este radio R_2^* resulta mayor que R_3 , ya que se incluyó dentro del volumen de la vaina el volumen correspondiente a los elementos de Zry4 estructurales, conservándose el volumen total de Zry4.

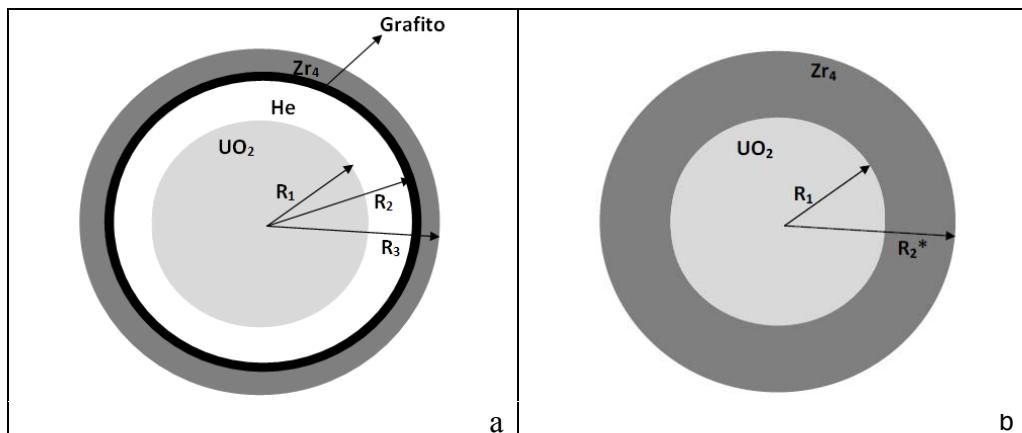


Figura 4: a) Corte de una Barra Combustible (véase Tabla 2. b) Perfil de la barra combustible utilizada para armar la celda de WIMS.

Adicionalmente, se considera que todo el canal combustible tiene UO_2 , despreciándose huecos de las pastillas y espacios vacíos entre EC. Esto implica que la densidad del UO_2 se reemplaza por una efectiva que resulta ser de $10,04907 \text{ kg/m}^3$.

El EC de la Figura 5 se modela en WIMS por medio de cilindros concéntricos cuyo corte radial está dado por un círculo central y 20 coronas.

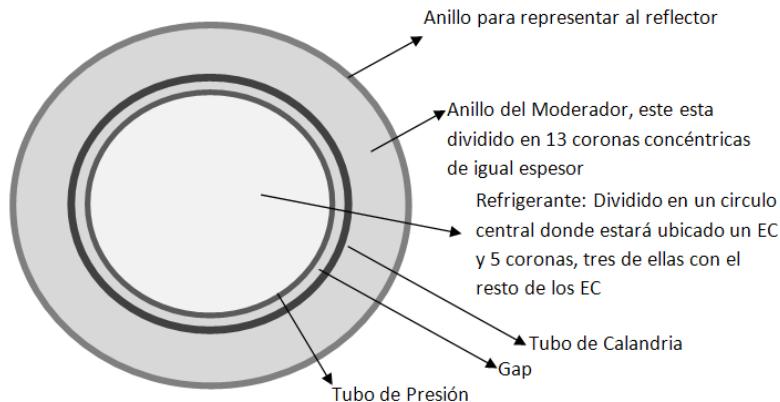


Figura 5: Perfil de la Celda para WIMS.

Teniendo en cuenta que se trata de una red rectangular con un paso de 285,75 mm, se calcula un radio de celda considerando que el área de moderador que rodea a cada elemento combustible debe ser igual al área circular de la celda modelada (incluido dicho elemento).

Considerando que habrá moderador desde el radio exterior del tubo de calandria ($R_{ext\ TC} = 6,585\ cm$) hasta $R_{celda}=16,122\ cm$ se divide a esa zona en 12 anillos concéntricos de igual espesor y una capa externa que se utilizará para obtener las secciones eficaces correspondientes al reflector. Aquí se considera que el espectro en el reflector es igual al espectro en el borde exterior de la celda.

3.3 Modelado del Reactor

El modelo del reactor contiene 380 canales divididos en 12 secciones axiales, mediante un arreglo rectangular de acuerdo con la Figura 6. De este modo, cada EC junto con el moderador que lo rodea se transforma en un paralelepípedo de arista igual al paso de red y cuyo material proviene de una homogenización y condensación, a cada uno de estos paralelepípedos se los denominará canal de aquí en adelante. El contorno cilíndrico del reflector dado por la calandria es simulado por una poligonal eligiendo las celdas de manera tal que definan una corona circular a su alrededor de igual área que el reflector en el reactor (de espesor promedio igual a 65,46 cm) y respetando dentro de lo posible las distancias relativas a la calandria (véase Figura 8). En el borde de dicha poligonal se impone la condición de contorno que corresponde a un absorbente negro en el exterior, es decir que todo neutrón que atraviesa la poligonal no reingresa. El espesor del reflector axial de 14 cm (Comunicación Personal).

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	
A	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
B	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
C	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
D	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
E	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
F	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
G	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
H	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
J	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
K	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
L	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
M	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
N	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
O	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
P	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
Q	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
R	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
S	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
T	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
U	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
V	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
W	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562
	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562	4562

Figura 6: Corte transversal de la representación del núcleo en CITVAP, se ven los canales de modelado del núcleo, el reflector y el borde real de la calandria. La numeración que aparece corresponde a la seleccionada para el Código.

En la dirección axial cada canal en el modelo fue dividido en 12 trozos de 49,53 cm de longitud que representan cada uno de los manojos de combustible y 2 zonas superiores (frontal y posterior del reactor) para el reflector y otra para el material negro, análogamente se describió la parte inferior (trasera en el reactor). La figura 7 muestra un corte axial a lo largo de un el plano que pasa por el canal L y por el canal W de la Figura 6.

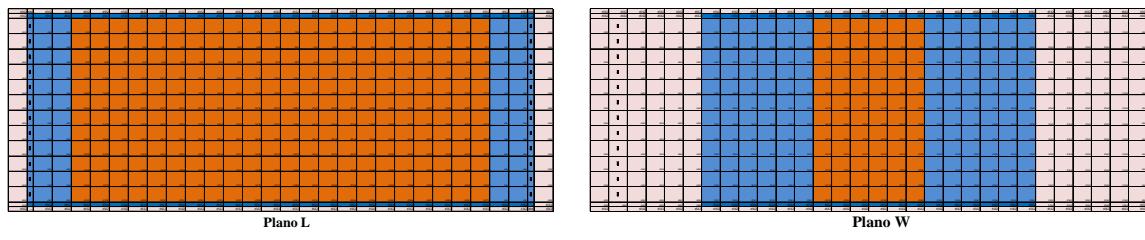


Figura 7: Corte axial del reactor en el plano L

Para los cálculos de las reactividades se emplearon, según el caso, un núcleo completamente fresco, o con diversos valores de quemado totalmente uniforme o con una distribución de quemado de cada EC correspondiente a 5189 dpp, al que llamamos quemado de referencia (Comunicación Personal). El valor promedio de este quemado de referencia es de 3965 MWd/TU. La potencia utilizada fue 2115.4 MW.

4 RESULTADOS Y DISCUSIONES

4.1 Reactividad en función de la fracción de vacío de refrigerante

Se evalúo, para un quemado de equilibrio, la reactividad en función de la fracción de vacío, $F_v = (V_o - V)/V_o$ donde V_o es el volumen total del canal y V es el volumen del canal ocupado por refrigerante. Para efectuar el cálculo se perturbó la densidad del refrigerante, modificándola por una densidad equivalente de manera tal que represente el porcentaje de vacío deseado. Dichas densidades se estimaron considerando que si M_o es la masa de refrigerante correspondiente a todo el canal lleno (densidad nominal $D_o = M_o/V_o$) entonces para una dada fracción de vacío F_v determinada, la masa será $M = D_o V$, en consecuencia la densidad equivalente D_{eq} para un canal homogéneo con esa fracción de vacío resulta $D_{eq} = M/V_o = D_o V/V_o = D_o(1 - F_v)$. Los resultados obtenidos se presentan en la Figura 8.

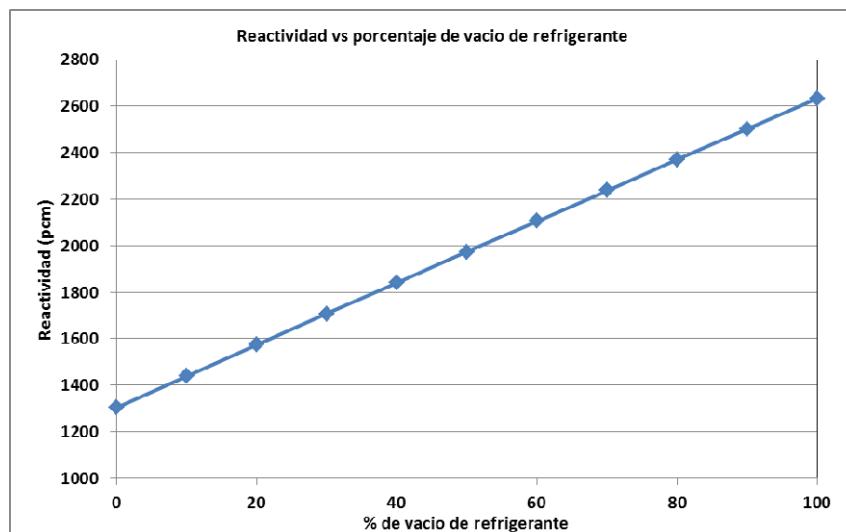


Figura 8: Reactividad calculada por el CITVAP para un núcleo en equilibrio en función de la fracción de vacío del refrigerante.

Como se observa de los datos anteriores manteniendo al núcleo en los parámetros de referencia y vaciando el refrigerante sin modificar su temperatura la reactividad puede llegar a aumentar en aproximadamente 1300 pcm, el coeficiente de reactividad por porcentaje de vacío (pendiente de la curva de la Figura 8) es 13,3 pcm/%.

4.2 Reactividad en función de la temperatura y densidad del refrigerante

Se determinaron para el quemado de equilibrio, la reactividad en función de la temperatura y densidad del refrigerante y, la reactividad para una temperatura constante de refrigerante en función de la densidad de éste (vacío).

Los efectos en la reactividad debido a cambios en la temperatura y densidad del refrigerante no son sencillos de analizar teniendo en cuenta la fórmula de los cuatro factores se puede decir que la reducción en la densidad causa un aumento en el factor de utilización térmica y en el factor de fisión rápida y un decrecimiento en la probabilidad de escape a la resonancia. A estos efectos pueden atribuirse los comportamientos observados en las Figuras 9 a 11.

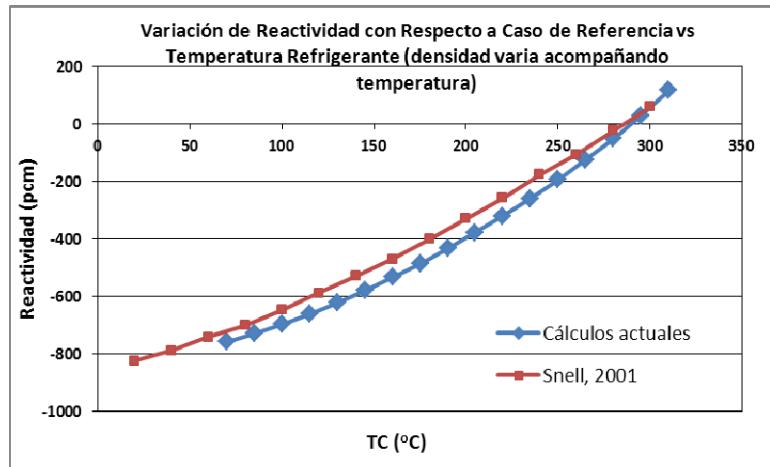


Figura 9: Variación de reactividad en función de la temperatura del refrigerante para un quemado de equilibrio.

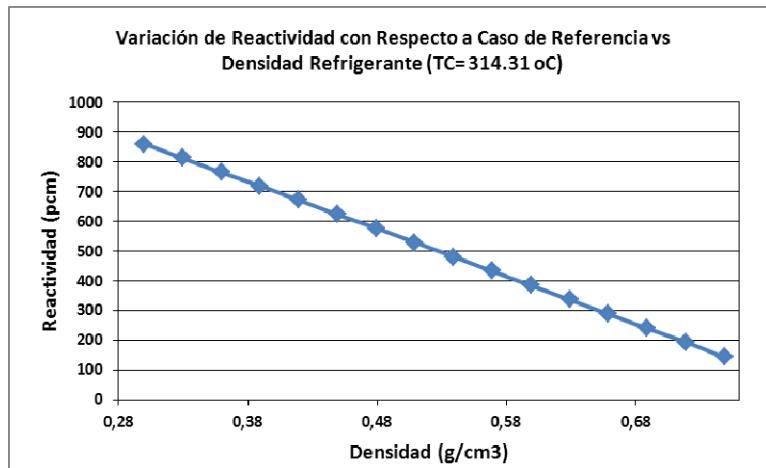


Figura 10: Variación de reactividad vs densidad de refrigerante para una temperatura fija.

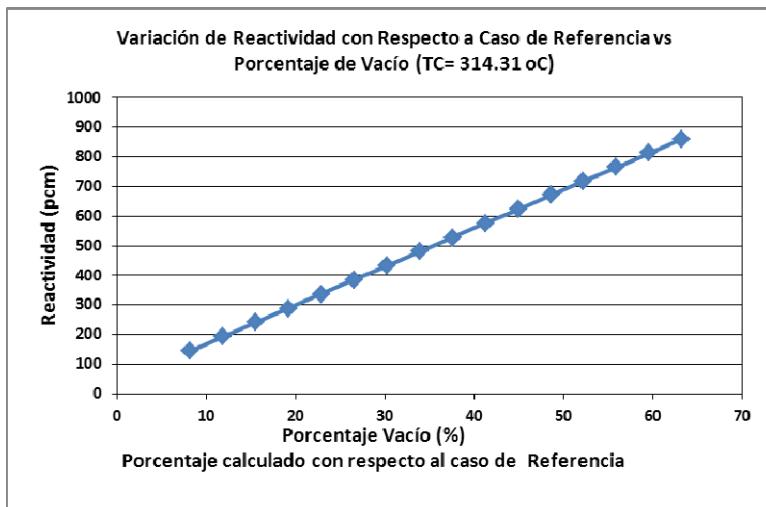


Figura 11: Variación de reactividad en función de la fracción de vacío (a una temperatura fija).

El comportamiento con la temperatura de refrigerante, mostró una disminución en reactividad de hasta aproximadamente 758 pcm cuando alcanza una temperatura de 70 C y su

densidad correspondiente. Manteniendo la temperatura en 314,31 °C (temperatura de saturación a la presión media entre la entrada y salida del núcleo) y se produjo vacío, la reactividad insertada fue de 860 pcm para una fracción de vacío del 63 %.

En particular en la Figura 9 se muestra una comparación de los resultados obtenidos con respecto a los consignados en (Snell); para condiciones nominales los coeficientes resultan en 5,2 pcm/°C y 4,3 pcm/°C, dando una diferencia entre del 20% entre el calculado y la referencia, respectivamente. Obteniéndose las máximas diferencias en la variación de reactividad de las dos curvas (aproximadamente un 15%) entre los 160 y 170 °C. Mientras que la máxima diferencia entre ambos coeficientes de reactividad es del 27,5% correspondiendo a la zona de bajas temperaturas, como puede deducirse de la Figura 12 donde se presentan los coeficientes de reactividad.

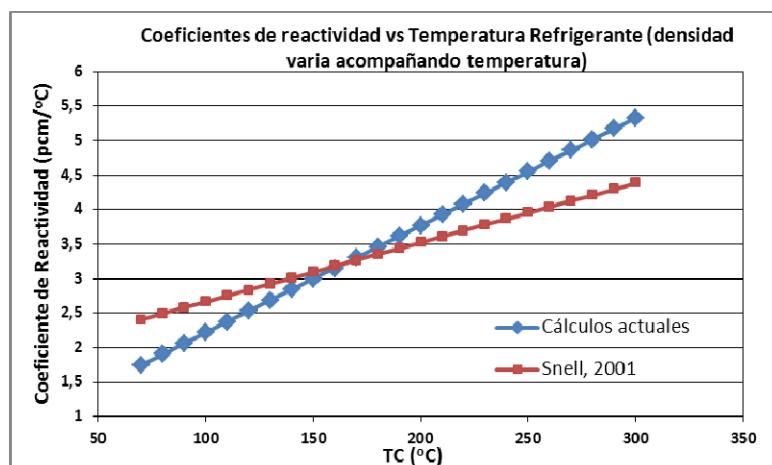


Figura 12: Coeficientes de reactividad en función de la temperatura del refrigerante.

4.3 Reactividad en función de la temperatura del combustible

Los resultados obtenidos para las perturbaciones de la temperatura del combustible T_F se presentan en la Figura 13.

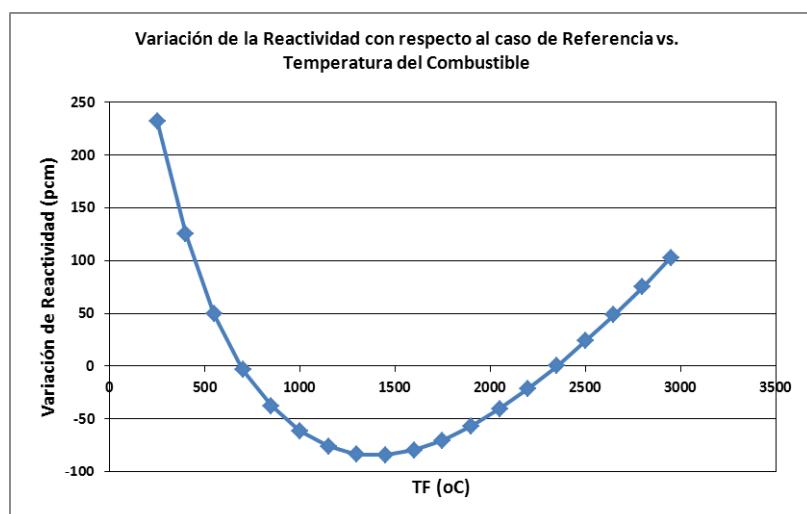


Figura 13: Variación de la reactividad en función de la temperatura del combustible (quemado de equilibrio).

El comportamiento mostrado en la Figura 13 donde se ve una disminución de la reactividad hasta alrededor de los 1400 °C y un crecimiento para temperaturas más altas, hecho reflejado en el coeficiente de reactividad (ver Figura 14) que se torna positivo para temperaturas elevadas puede entenderse si se tienen en cuenta los hechos siguientes.

Hay dos efectos que se producen debido al aumento de la temperatura del combustible a los que podrían atribuirse, en principio, el comportamiento de la curva.

- Un aumento en la absorción resonante debido al ensanchamiento Doppler, dando como resultado una disminución en la probabilidad de escape a la resonancia y por lo tanto en la reactividad del sistema.
- La temperatura del combustible determina, en parte, el espectro neutrónico en el combustible, porque éste afecta la energía promedio que puedan alcanzar los neutrones que colisionan con los átomos del combustible. Si ^{235}U es la única componente físil, el valor del factor de reproducción η decrecerá con la temperatura neutrónica creciente, y como consecuencia se observara pérdida en la reactividad. Para ^{239}Pu la posición es al revés, este tiene una resonancia en 0,3 eV y a medida que la temperatura del neutrón aumenta, más y más neutrones (i.e., aquellos en las energías finales más altas de la distribución térmica) serán encontrados en este pico resonante. Como resultado hay un significativo incremento en η para ^{239}Pu . Por lo tanto habrá un efecto de reactividad positivo o negativo para temperaturas neutrónicas crecientes dependiendo del grado de quemado. Para combustible fresco y bajo quemado este efecto será negativo, y para alto quemado este será positivo.

Se efectuaron además cálculos de la variación de la reactividad en función de la temperatura del combustible para tres valores de quemado uniforme de todo el núcleo 1000, 2500 y 5000 MWd/TU. Los resultados se presentan en la Figura 14; en ellos puede corroborarse el comportamiento descripto anteriormente, observando la transición de tener un coeficiente de reactividad del combustible negativo para quemados bajos a uno prácticamente positivo en todo el rango para quemados altos.

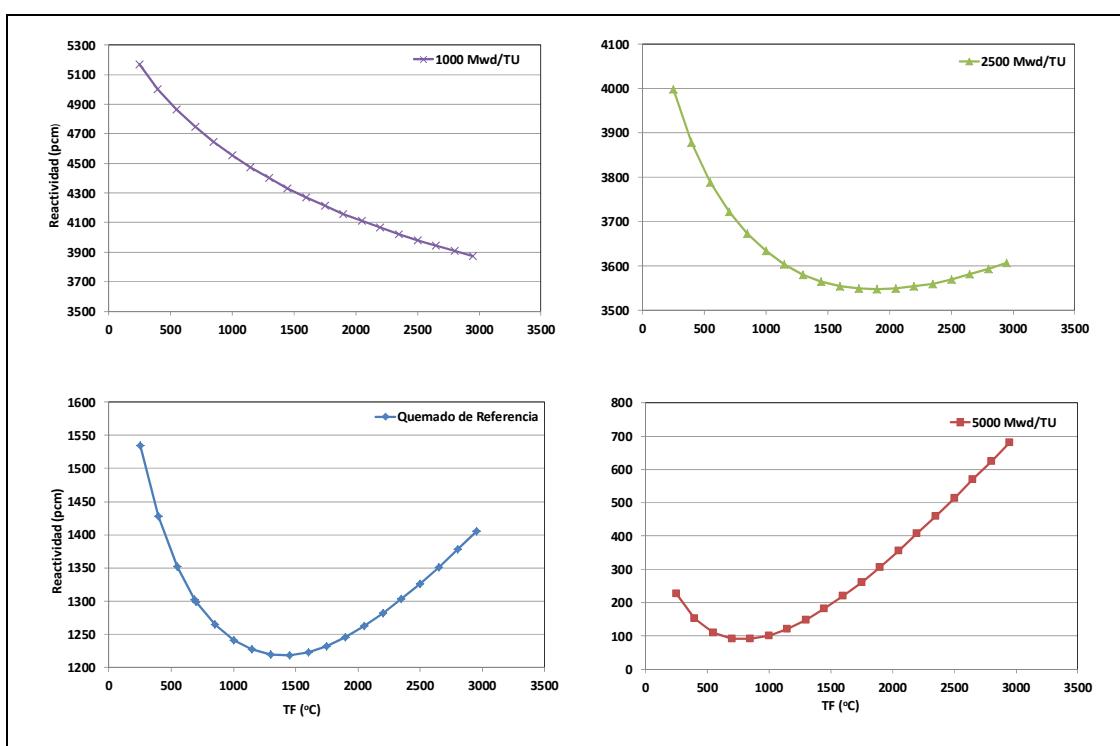


Figura 14: Reactividades en función de la temperatura de combustible para distintos valores de quemado.

En la Figura 15 se muestra una comparación entre los resultados hallados con los presentes cálculos, con las evaluaciones realizadas en 2011 con el MCNPX (Pelowitz) y con los primitivos cálculos correspondientes al código POWDERPUFS-V/RFSP (Tim; Kim; Kim,) para un reactor CANDU con núcleo en equilibrio. En ella vemos como cambian las pendientes (coeficientes de reactividad) dependiendo del valor promedio de quemado en los casos calculados actualmente. En la Figura 16 se presentan los coeficientes de reactividad por temperatura de combustible; obteniéndose un valor de $-0,34 \text{ pcm}^{\circ}\text{C}$ para el núcleo con quemado de equilibrio en la zona de operación mientras que los datos primitivos son de aproximadamente $-0,6 \text{ pcm}^{\circ}\text{C}$ y con MCNPX $0,05 \text{ pcm}^{\circ}\text{C}$, es decir se torna positivo en dicha zona. Estas pueden deberse tanto a diferencias en el modelado, bibliotecas de datos nucleares y como puede deducirse de las curvas de la Figura 15 a distintos valores de quemado del núcleo. Para determinar más precisamente los orígenes de estas diferencias se necesitan mayores detalles de cálculo en las mencionadas referencias.

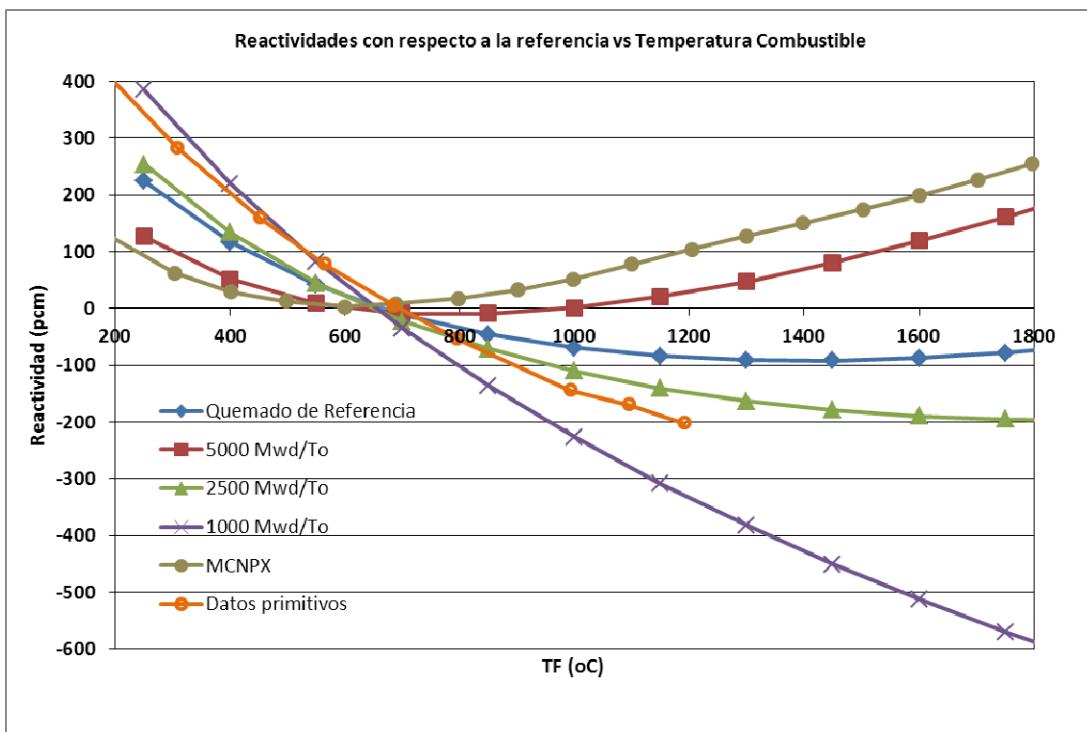


Figura 15: Comparación entre distintas curvas de variación de reactividad con respecto a la referencia en función de la temperatura de combustible.

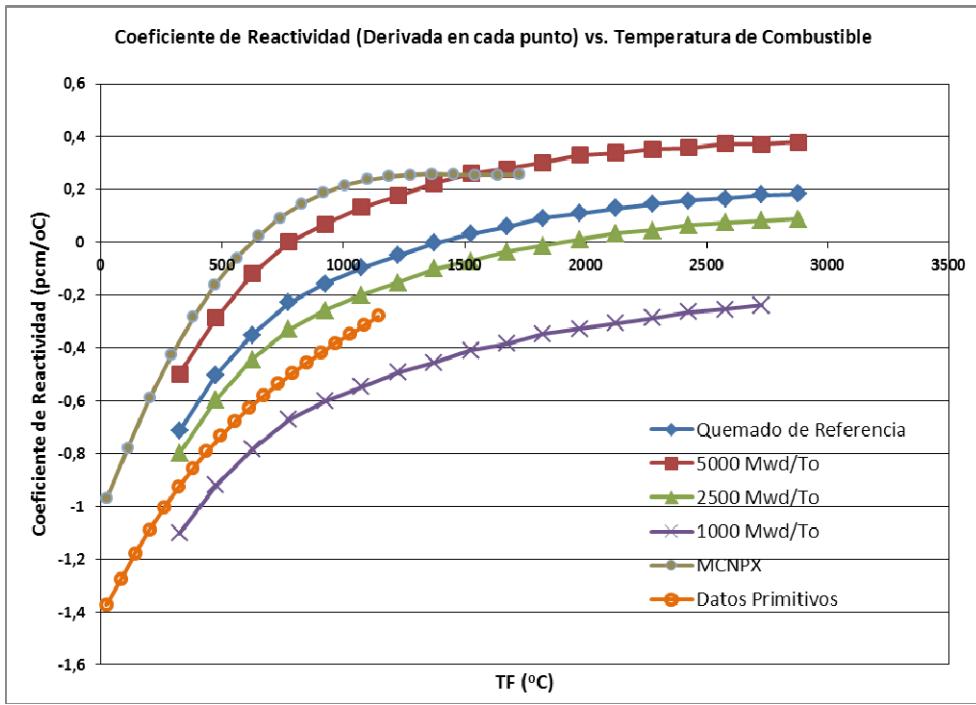


Figura 16: Comparación entre distinta curvas de variación de reactividad con respecto al caso de Referencia en función de la temperatura de combustible.

5 CONCLUSIONES

Se ha calculado en este trabajo la respuesta en reactividad frente a variaciones en la temperatura de combustible y temperatura y densidad de refrigerante, modelando al núcleo con cada uno de los 380 canales combustibles divididos a su vez en cada uno de los 12 trozos que lo componen. No se han incluido en el modelado las barras de control, ni las zonas líquidas debido a que el Código CITVAP no puede representarlas.

Se presentan también algunas comparaciones con otras referencias bibliográficas. Estas comparaciones son acotadas ya que la información publicada es, en algunos casos, escasa. Sin embargo, los valores calculados se encuentran próximos a otros publicados, dentro de la región correspondiente a las condiciones de referencia de planta.

En relación al comportamiento de la reactividad frente a variaciones de temperatura del combustible se observa en las cercanías de la referencia ($687\text{ }^{\circ}\text{C}$) que el coeficiente de reactividad es negativo (del orden $-0,34\text{ pcm/}^{\circ}\text{C}$) y por lo tanto un aumento de temperatura conduce a una disminución en la reactividad del sistema. Como el sistema tiene un quemado promedio 3965 MWd/TU se aprecia además un comportamiento similar al correspondiente de un quemado uniforme de ese valor medio, en donde la concentración de Pu es mayor que a bajos quemados, y el coeficiente de reactividad se torna positivo a partir de una cierta temperatura. Este comportamiento posiblemente sea a causa del aumento de las fisiones en el Pu^{239} . El coeficiente de reactividad por temperatura de combustible varía desde $-0,7$ hasta $0,2\text{ pcm/}^{\circ}\text{C}$ para temperaturas entre 250 y $2900\text{ }^{\circ}\text{C}$, pasando por cero cerca de los $1400\text{ }^{\circ}\text{C}$, es decir, tomando como base el valor mínimo calculado, un cambio del 130% dentro del rango de temperaturas evaluadas.

En cuanto al comportamiento con la temperatura de refrigerante se obtuvo una disminución en reactividad de hasta aproximadamente 758 pcm con respecto al caso referencia al disminuir la temperatura hasta los $70\text{ }^{\circ}\text{C}$, mientras que la densidad aumenta. Cuando se dejó la

temperatura en 314,31 °C y comenzó a producirse vacío (hasta un 63 %), la reactividad se incrementó en 860 pcm. Por otra parte un análisis preliminar efectuando el 100 % de vacío de refrigerante (a temperatura de referencia) mostró un incremento de reactividad en 1300 pcm.

REFERENCIAS

- AECL (Atomic Energy of Canada Limited - CANDU 6 Programme Team- Development Business Unit), *CANDU 6 Technical Summary*. Mississauga, Ontario, Canada, 2005.
- Canadian Nuclear Society Comission, CNSC, Technical Note. *Positive coolant void reactivity feedback phenomenon in currently operating CANDU reactors*, 2009.
- Comunicación Personal entre ARN y NASA, 2013.
- IAEA, Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants for protecting people and the environment, Safety Guide, NS-G-1.12, 2005
- INVAP S.E., *HXS v4.1 Macroscopic Cross Section Library Manager*. 2001.
- Kastanya D., Boyle B., Hopwood J., y Hwan Park J. The impact of power coefficient of reactivity on CANDU 6 reactors. *Nuclear Engineering and technology*, 45 (5), 2013.
- Kim, Y. y Hartanto, D. *Re-evaluation of the Fuel Temperature Coefficient of CANDU 6*. Korea, 2011.
- Kim, Y. *Monte Carlo Re-evaluation of CANDU-6 , Physics Parameters*. Ottawa, Canada: IAEA Workshop on Advanced Code Suite for Design, Safety Analysis and Operation of HWRs, 2012.
- Kluger, G. *Distinctive Safety Aspects of the CANDU_PHW Reactor Design*, 1980.
- Meneley D. y Muzumdar A., *Large LOCA Margins & Void Reactivity in CANDU Reactors* CANDU Owner Group Inc., COG-07-9012, 2007.
- INVAP S.E., *MTR_PC v3.0 Neutronic, Thermohydraulic and Shielding Calculation on Personal Computers Manual*, 2004.
- INVAP S.E., *CITVAP V3.5 Reactor Calculation Code Manual*, 2008.
- Oak Ridge National Laboratory, *Winfirth Improved Multigroup Scheme Code System - WIMS-D4 Manual*. s.l.:Radiation Safety Information Computational Center, 1991.
- Pelowitz, D.B., *MCNPX User's Manual – Version 2.6.0*, Los Alamos National Laboratory, 2008.
- Snell, V., <https://canteach.candu.org/Content%20Library/19990103.pdf>, 2001.
- Tim, E. y Miller, D., *POWDERPUFS-V user's manual*. Mississauga, Canada, 1976.

Avances en la evaluación preclínica y dosimétrica de ^{177}Lu -DTPA-SCN- Rituximab® de uso potencial en radioinmunoterapia de Linfoma No Hodgkin

Crudo, J.L.; Nevares, N.N.; López Bularce, A.C.; Trotta, M;
Zapata, A.M., Pérez, J.H.; Alfaro Agüero, P.;
Puerta Yepes, N.; Gossio, S.; Rojo, A.M. y Michelin, S.

AVANCES EN LA EVALUACIÓN PRECLÍNICA Y DOSIMÉTRICA DE ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-RITUXIMAB® DE USO POTENCIAL EN RADIOINMUNOTERAPIA DE LINFOMA NO HODGKIN

Crudo, J.L.^{1*}; Nevares, N.N.¹; López Bularce, A.C.¹; Trotta, M¹; Zapata, A.M.¹, Pérez, J.H.¹; Alfaro Agüero, P.¹; Puerta Yepes, N.²; Gossio, S.²; Rojo, A.M.² y Michelin, S.²

¹ Comisión Nacional de Energía Atómica
² Autoridad Regulatoria Nuclear

Argentina

RESUMEN

Los radiofármacos terapéuticos radiomarcados con emisores beta negativos están siendo intensamente estudiados en todo el mundo para su utilización en el tratamiento contra el cáncer. Ya se encuentran aprobados para su uso en pacientes el ¹³¹I tositumomab (Bexxar®) y ⁹⁰Y-Ibritumomab Tiuxetan (Zevalin®) ambos para el tratamiento del Linfoma No Hodgkin (LNH). En la División Radiofarmacia centramos nuestro estudio en la utilización del Lutecio-177, un radioisótopo emisor gamma y beta negativo que es producido en el reactor RA3 del Centro Atómico Ezeiza.

El presente trabajo constituye un avance de los ensayos preclínicos del ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab, incluyendo la optimización de la marcación del anticuerpo conjugado, los estudios de estabilidad *in-vitro* y la determinación de la fracción inmunoreactiva utilizando células RAJI que sobreexpresan los antígenos CD20. También incluye los estudios dosimétricos en ratones NIH y su extrapolación a humanos determinando el órgano crítico y la máxima actividad tolerable (MAT). Los resultados obtenidos muestran un elevado rendimiento de marcación, excelente estabilidad *in-vitro*, una actividad específica final aceptable y una MAT de 53 y 52 MBq/kg para mujer y hombre respectivamente. Estos resultados sitúan al ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab® como un agente de uso potencial para la radioinmunoterapia del Linfoma no Hodgkin.

Palabras clave: ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab, Anticuerpo monoclonal anti-CD20, radioinmunoterapia, Linfoma no Hodgkin, Lutecio-177 de alta actividad específica

ABSTRACT

Radiolabelled compounds labelled with beta negative emitters are being intensively under investigation all around the world. There are two compounds already approved for human use, ¹³¹I-tositumomab (Bexxar®) and ⁹⁰Y-Ibritumomab Tiuxetan (Zevalin®) both for non-Hodgkin's Lymphoma (NHL) treatment.

Our Division focus ours interest on lutetium-177, a gamma and beta negative emitter, which is produced in the RA3 research reactor of the Centro Atómico Ezeiza.

The present work is an advance on the preclinical assays of ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab® and include the optimization of labelling technique, *in-vitro* stability studies and determination of immunoreactive fraction using RAJI cells (CD20+). It also includes dosimetry analysis using NIH mice and the extrapolation of the results to human model, determining critical organ and maxim tolerable activity (MTA).

The results showed high labelling yields, excellent *in-vitro* stability and acceptable final specific activity. These results placed ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab® as a potential agent for radioimmunotherapy of NHL.

Key words: ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab, anti-CD20 monoclonal antibody, radioimmunotherapy, non-Hodgkin's Lymphoma, High specific activity Lutetium-177.

* Autor de contacto: José Luis Crudo, jlcrudo@cae.cnea.gov.ar.

1-INTRODUCCIÓN

Los radiofármacos terapéuticos radiomarcados con emisores beta negativos están siendo intensamente estudiados en todo el mundo para su utilización en el tratamiento contra el cáncer. Ya se encuentran aprobados para su uso en pacientes el ¹³¹I tositumomab (Bexxar®) y ⁹⁰Y-Ibritumomab Tiuxetan (Zevalin®) ambos para el tratamiento del Linfoma No Hodgkin (LNH).

Dichos radiofármacos presentan un esquema que incluye la administración previa de Rituximab no radiomarcado. Debido a las ventajas que presenta el Lu-177 de alta actividad específica (A.e.) respecto al Y-90, se han comenzado a utilizar en forma experimental entre otros, ¹⁷⁷Lu-DOTA-Rituximab para radioinmunoterapia (RIT) de LNH (Hospital Universitario de Basilea, Suiza), ¹⁷⁷Lu-DOTA-AcMo J591 anti-PSMA (prostate specific membrane antigen) en pacientes con cáncer de próstata metastásico (Centro Médico New York- Weill Cornell, Estados Unidos)¹ y ¹⁷⁷Lu-AcMo CG250 para RIT de carcinoma de células renales² (Centro Médico de la Universidad de Nijmegen, Holanda). Además se encuentran bajo estudio alrededor de 15 AcMOS radiomarcados con Lu-177 que poseen como blanco molecular antígenos asociados a cáncer de próstata, de ovarios, de pulmón, cáncer renal, cáncer colorrectal, gliomas, melanomas, etc; observándose una migración del uso del Y-90 hacia el Lu-177 como radionucleido de elección para marcar AcMOS en RIT. Debido a que el procedimiento de conjugación y marcación puede alterar de manera negativa al anticuerpo es necesario determinar las características del anticuerpo conjugado como por ejemplo su capacidad para unirse al antígeno específico CD20. La manera convencional de determinar la fracción inmunoreactiva es determinar cuánto anticuerpo marcado se une en condiciones de antígeno en exceso.

Gracias al apoyo del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) pudimos investigar y desarrollar nuevos radiofármacos terapéuticos de potencial aplicación en RIT del cáncer, como ser ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab³.

En el presente trabajo se describen los avances respecto a los ensayos preclínicos del compuesto ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab los cuales abarcan la optimización de la marcación, los ensayos de estabilidad *in-vitro* junto con la determinación de la fracción inmunoreactiva y los estudios dosimétricos empleando ratones NIH y su extrapolación a los modelos humanos.

Estos ensayos completan a los que ya fueron realizados en los últimos años en la División Radiofarmacia Básica y Aplicada, y que estuvieron orientados a la producción del Lu-177 de alta actividad específica (A.e), a la conjugación del anticuerpo, a su posterior marcación y a su biodistribución en ratones normales⁴. El trabajo se completó con el estudio biocinético de las biodistribuciones en órganos a distintos tiempos post inyección del radiofármaco para obtener los datos necesarios para el cálculo dosimétrico. Se utilizó la metodología MIRD (Medical Internal Radiation Dose) la cual constituye una metodología general para la estimación de dosis absorbida en órganos normales y aplicando los coeficientes dosimétricos para ratones NIH. Se realizó la extrapolación de datos a los modelos humanos de referencia con el fin de calcular el valor de la máxima actividad tolerable que puede ser administrada en forma segura.

Estos avances son necesarios para una posible etapa posterior que resulte en la aprobación del radiofármaco.

2-OBJETIVOS

El objetivo de nuestro trabajo fue avanzar en los ensayos preclínicos del anticuerpo DTPA-SCN-Rituximab marcado con Lutecio-177 de alta actividad específica (A.e.) producido en el reactor RA3 del Centro Atómico Ezeiza. Los mismos incluyeron el estudio del rendimiento de marcación en función de los cambios de pH para este radioinmunoconjungado, los estudios de estabilidad *in-vitro* y la determinación de la fracción inmunoreactiva. Además se realizó el análisis dosimétrico del radiofármaco en ratones normales y su extrapolación a humanos determinándose el órgano crítico y la máxima actividad tolerable (MAT).

3-MATERIALES Y MÉTODOS

3.1-Materiales

Se utilizaron reactivos, soluciones y recipientes especiales a fin de reducir la contaminación con trazas de hierro (Fe).

El ácido clorhídrico de alta pureza (Suprapure, Merck) utilizado tanto para la disolución del blanco pre y post irradiación tiene un contenido en Fe inferior a 5 partes por billón (ppb). Todas las soluciones empleadas en las marcaciones fueron preparadas a partir de agua ultrapura obtenida por bidestilación en un equipo de politetrafluoroeléno (PTFE) (MassenGmbh, Alemania). Dichas soluciones fueron almacenadas en recipientes plásticos y todos los procedimientos de transvase y determinación de volumen fueron realizados con pipetas automáticas con tips plásticos, a fin de minimizar la incorporación de trazas de Fe.

La preparación del blanco de Lu-176 enriquecido al 82,0 % (Trace Science International, USA), las condiciones de irradiación y la disolución final en HCl son descriptas en la publicación “Producción experimental de Lutecio-177 de alta actividad específica para la marcación de anticuerpos monoclonales de uso potencial en radioinmunoterapia”⁴.

Se conjugaron 10 mg de Rituximab (Roche, Argentina) concentración 10 mg/ml, con p-SCN-Bz-DTPA (Macrocyclics, USA) en una relación molar 20:1 (quelante: AcMo) conforme a las condiciones previamente detalladas en la referencia anterior⁴.

El número de quelantes por AcMo fue determinado mediante la utilización de la técnica de ionización suave utilizada en espectrometría de masas MALDI-TOF; Matrix-Assisted Laser Desorption/Ionization según lo descrito en la referencia anterior⁴.

3.2-Optimización de las condiciones de marcación del DTPA-SCN-Rituximab con ¹⁷⁷Lu de alta A.e. en función del pH y control de calidad

A 1 mg del conjugado se adicionaron 150 µl de acetato de amonio 1M pH 7 y posteriormente 2,0-2,5 mCi de ¹⁷⁷LuCl₃ (A.e. =14,21-18,97 mCi/µg de Lu-176). Se incubaron alícuotas del radiofármaco a 37 °C, por 30 min. a diferentes pH finales en un rango de 5,6 a 7,7. Dichos pH fueron determinados mediante el uso de un medidor electrónico de pH que dispone de un micro electrodo capaz de medir en volúmenes de hasta 200 µl.

Se determinó la pureza radioquímica (PR) por dos métodos a saber: I) empleando un cromatógrafo líquido de alta performance (HPLC) (Shimadzu, Japón) acoplado a un detector radiométrico, usando una columna de permeación de geles Protein Pack SW300 (Waters, USA) con un flujo isocrático de 1ml/min de buffer fosfato salino. II) Por cromatografía en papel Whatmann 3MM usando como solvente de corrida buffer acetato de amonio 0,1M con EDTA 50 mM, pH 5,5-6,0.

3.3-Estabilidad *in-vitro*

Para evaluar la estabilidad *in-vitro* del ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab se incubó una muestra del producto (100 µl) en 300 µl de solución salina, y se determinó la pureza radioquímica a diferentes tiempos hasta 7 días post incubación, usando la técnica de cromatografía en papel.

3.4-Adquisición de imágenes *ex-vivo* usando un autorradiógrafo digital.

Se realizó un ensayo comparativo de acumulación del producto y de Lu-177 libre empleando un autoradiógrafo digital Cyclone Plus (Perkin Elmer), adquiriendo una imagen de los fémures de dos ratones NIH a los cuales se les administraron 60 µCi de ¹⁷⁷Lu y 60 µCi de ¹⁷⁷Lu-DTPA- SCN-Rituximab, respectivamente. Las imágenes se realizaron luego de sacrificar a los animales a las 2 h p.i.

3.5-Determinación de la fracción inmunoreactiva.

Para el ensayo de determinación de la fracción inmunoreactiva se utilizó la línea celular RAJI, derivada del linfoma de Burkitt, la cual sobreexpresa los receptores CD20⁵. Las células se mantuvieron en el medio de cultivo RPMI 1640 (Sigma Aldrich) suplementado con 10% de suero fetal bovino (Gibco), 2 mM L-glutamina (Gibco), 1% de antibióticos penicilina y estreptomicina (Gibco) a 37°C en una atmósfera de 5% de CO₂. La viabilidad celular y el conteo celular fueron determinados mediante el ensayo de tripan blue en una cámara de Neubauer.

El método empleado para determinar la fracción inmunoreactiva fue previamente descripto en un trabajo publicado por el grupo que dirige el Dr. Alberto Signore⁶ basado en el método Lidmo y col.⁷ el cual se fundamenta en la extrapolación lineal a condiciones que representan un exceso de antígeno infinito.

Brevemente, el ensayo se realizó utilizando una concentración constante de Anticuerpo marcado frente a una serie de diluciones de células de RAJI. Se lavó el medio de las células 3 veces con buffer fosfato en solución salina frio (PBS) con 1% de seroalbúmina bovina (BSA). El anticuerpo marcado en PBS con 1% BSA se adicionó a diferentes cantidades de células. Las concentraciones finales fueron [50ng/ml] de Anticuerpo marcado y 2,6x10⁶ a 0,08x10⁶ células/ml. El ensayo se realizó incubando las muestras durante 2 horas a 4°C y luego se realizaron 2 lavados con 0,5ml de PBS frio con BSA al 1%. Luego de la centrifugación se midió la radiactividad asociada al pellet, empleando un contador gamma. Se estimó la unión inespecífica bloqueando los receptores celulares con anticuerpo frío [50µg/ml], para poder calcular la unión específica. El volumen final del ensayo fue de 1ml.

3.6-Análisis Dosimétrico

El análisis dosimétrico fue realizado por el sector de dosimetría interna de la Autoridad Regulatoria Nuclear a partir de los resultados de los estudios cinéticos obtenidos de los datos de las biodistribuciones en órganos a distintos tiempos post inyección del radiofármaco previamente publicado⁴. Los parámetros biocinéticos son los datos necesarios para completar el cálculo dosimétrico.

El cálculo de la dosis absorbida en los órganos de ratones NIH se realizó utilizando la metodología MIRD (Medical Internal Radiation Dose), que constituye una metodología general para la estimación de dosis absorbida y se aplicaron los coeficientes dosimétricos específicos para ¹⁷⁷Lu en ratones NIH calculados de acuerdo al trabajo de Villarreal basados en el modelo de Larsson y col⁸.

La extrapolación de los resultados biocinéticos a seres humanos se llevó a cabo utilizando el método de escalación por tiempo⁹. A partir de esta estimación de los parámetros biocinéticos en humanos se calcularon las dosis en los órganos humanos por unidad de actividad inyectada mediante el programa OLINDA¹⁰ para los dos maniquíes de referencia: Hombre adulto normal (73,7 kg) y mujer adulta normal (56,9 kg).

4-RESULTADOS

Durante 2013-2014 se realizaron 16 irradiaciones de 2-4 ciclos (aprox. 160-355 h) del blanco de Lu-176 enriquecido al 82 % en la posición trampa de neutrones. De esta forma se obtuvo en escala de laboratorio por primera vez en Latinoamérica, ¹⁷⁷Lu de alta A.e. (40 mCi/µg de Lu-176 al fin del bombardeo). Dicha A.e. cientos de veces superior a la que se obtenía una década atrás (A.e. = 0,09 mCi/ µg) a partir de blancos de Lu-176 natural y un ciclo de irradiación en posición de bajo flujo de neutrones.

La A.e. al momento de la marcación también fue elevada (14,5-28,4 mCi/µg) debido a la utilización de un dispositivo de apertura del minican en la celda caliente de transferencia del reactor RA-3. Esta innovación permitió reducir el tiempo entre la finalización de la irradiación y la apertura del minican radiactivo de aproximadamente 7 días a tan solo unas horas, evitando una disminución de la A.e. al momento de uso por efecto del decaimiento. El nivel de ^{177m}Lu respecto de ¹⁷⁷Lu obtenido bajo las condiciones descriptas en materiales y métodos fue de 93 ppm y 105 ppm para las muestras sometidas a 2 y 4 ciclos de irradiación respectivamente.

4.1-Optimización de las condiciones de marcación del DTPA-SCN-Rituximab con ^{177}Lu de alta A.e. en función del pH y control de calidad

En el ensayo se determinó que el pH que más favorece a la reacción de marcación del DTPA-SCN-Rituximab con ^{177}Lu es 7,2, donde el rendimiento de marcación fue 96.9% determinado por cromatografía en papel. Fig. I. La determinación por HPLC muestra un pico correspondiente al anticuerpo marcado con un tiempo de retención TR= 9.5 min. Fig. II.

4.2-Estabilidad *in-vitro*

La estabilidad del compuesto marcado resulta muy satisfactoria hasta las 48 hs (94.6%) de incubación y luego la misma desciende a 71.8 % luego de 7 días de incubación. Fig. III.

4.3-Adquisición de imágenes ex-vivo usando un autorradiógrafo digital

Para obtener la imagen en el autoradiógrafo se colocaron los fémures de cada ratón sobre la placa durante 40 minutos y se adquirió la imagen con 600dpi de resolución.

En la Fig. IV se observa que, la imagen de los fémures del ratón al que se le administró ^{177}Lu es entre 10 y 15 veces más intensa que la imagen de los fémures del ratón al que se le administró el radiofármaco. Esto constituye una evidencia indirecta de que el radiofármaco es estable *in vivo* a las 2 h p.i., ya que prácticamente casi no se observa acumulación de ^{177}Lu en los fémures correspondientes al ratón inyectado con el radiofármaco.

4.4-Determinación de la fracción inmunoreactiva

Los resultados obtenidos se graficaron como [Cantidad de Anticuerpo radiomarcado/ Unión específica] vs [1/ concentración de células]. Los valores se representan en la Fig. V. En la curva de saturación se observa que la unión específica se incrementa a medida que aumenta la concentración de antígeno. Sin embargo con los puntos realizados no se llega a una meseta que represente la condición de antígeno infinito.

En la Fig. VI se muestra la regresión lineal en donde se puede observar fácilmente la ordenada al origen que equivale a 1/ fracción inmunoreactiva. En dicho gráfico el origen de la abscisa representa una concentración infinita de células equivalente a una concentración infinita de antígeno. El resultado de la determinación de la fracción inmunoreactiva bajo las condiciones experimentales mencionadas en materiales y métodos corresponde al 18%.

4.5-Análisis dosimétrico

Para la determinación de la dosis absorbida en los órganos de los ratones se utilizó la metodología MIRD donde se vinculan los parámetros biocinéticos en los órganos fuentes con los coeficientes dosimétricos correspondientes. Los resultados obtenidos se presentan en la Tabla I.

En los datos se puede observar que la dosis absorbida por unidad de actividad inyectada, correspondiente a la medula ósea del esqueleto del ratón es: 6,40 Gy/MBq. Si tenemos en cuenta que la actividad promedio inyectada al ratón NIH del estudio es 0,06 MBq, la dosis absorbida en la médula del ratón es 0,384 Gy⁹.

Para el cálculo de la dosis absorbida en los órganos humanos al igual que en el caso de los ratones se necesita previamente determinar los parámetros biocinéticos en los órganos fuentes y estimar los coeficientes dosimétricos. La determinación de los parámetros biocinéticos en órganos humanos se obtuvo a partir del estudio biocinéticos en ratones NIH aplicando el método de escalación por tiempo. Mientras que los coeficientes dosimétricos corresponden a los maniquíes de referencia definidos en la ICRP 89, los cuales se encuentran en el software OLINDA. Las dosis absorbidas se presentan en la Tabla II.

Finalmente se calculó la Máxima Actividad Tolerable (MAT) para humanos en base a los maniquíes de referencia a partir del dato de la dosis umbral de cada órgano. Como resultado se obtuvo que el órgano crítico es la médula ósea ya que presenta el valor más restrictivo. De esta manera la Máxima Actividad

Tolerada hallada para el hombre de referencia fue de 52 MBq /kg y 53 MBq /kg para la mujer de referencia⁹.

5-DISCUSIÓN

Como se mencionó previamente en la introducción, los radiofármacos basados en Y-90 fueron los primeros en ser aprobados por la Food and Drug Administration (FDA). Su aplicación resultó exitosa en la terapia del LNH con enfermedad recurrente, a tal punto que la tasa de remisión completa (RC) empleando Rituximab® mas ⁹⁰Y-Ibritumomab tiuxetan fue de 65-80 % contra 48-57 % cuando se empleó Rituximab® solo. En el caso de pacientes con enfermedad refractaria las tasas fueron 20-49 y 6-14 % respectivamente. Debido a que las células de linfoma son particularmente sensibles a la radiación y que están relativamente accesibles, el tratamiento con Zevalin® ha mostrado que la dosis entregada al tejido neoplásico es alrededor de 1000 veces mayor que la dosis entregada al tejido normal¹¹, cuando en la RIT tradicional de tumores sólidos la radiactividad acumulada en el tejido neoplásico era de alrededor del 1% de la actividad total inyectada.

La propuesta de ¹⁷⁷Lu-DTPA-SCN-Rituximab® se basa en las ventajas que presenta el Lu-177 respecto del Y-90, a saber:

- 1) El Lu-177 emite fotones gamma (a diferencia de Y-90 que es un emisor beta puro) por lo tanto se puede utilizar para los estudios diagnósticos y dosimétricos pre-tratamiento.
- 2) Emite partículas beta negativas de energía máxima de 0,497 MeV, la cual es mucho más baja que la del Y-90 ($E_{\beta-\text{max}} = 2.27 \text{ MeV}$), con lo cual el rango de penetración en tejido es menor que para el Y-90 (rango medio del Lu-177=0,3mm y rango medio del Y-90=10 mm). De esta forma los radiofármacos basados en Lu-177 permiten un depósito eficiente de energía en lesiones relativamente pequeñas porque no se irradia mucho el tejido adyacente.
- 3) La constante de estabilidad de Lu-177 con DTPA ($2,51 \times 10^{22} \text{ M}^{-1}$) es aproximadamente el doble de la constante de estabilidad de Y-90 con DTPA ($1,12 \times 10^{22} \text{ M}^{-1}$), con lo cual desde el punto de vista químico los radioconjungados-DTPA de Lu-177 están más favorecidos en cuanto a su estabilidad.

El DTPA-SCN-Rituximab tiene 5 grupos carboxilos del BFCA libres mientras que el conjugado obtenido usando c-DTPA, solo 4. Esta limitación del número de carboxilos disponibles para complejar al Lu-177, sumados a la muy baja A.e. (0,04 mCi/μg) que se podía obtener en el pasado en nuestro laboratorio (período 1999-2000), originaron el fracaso de los intentos previos orientados a la obtención de un producto estable empleando c-DTPA.

Existe un factor de orden químico que influencia el rendimiento de marcación de anticuerpos con Lu-177 de alta A.e. La evidencia experimental muestra que el pH del medio de marcación, juega un rol fundamental a la hora de maximizar el rendimiento de marcación. A su vez, dicho pH de máximo rendimiento o pH óptimo se modifica abruptamente según el tipo de agente quelante conjugado. Por ejemplo, para el DTPA-SCN-Rituximab el pH óptimo fue 7,2, mientras que para el DOTA-SCN-Rituximab el pH óptimo fue 4,0, es decir inferior en 3,2 unidades. Esto indica que no se puede emplear una técnica general de marcación, sino que estamos obligados a optimizar cada técnica para un determinado par agente quelante conjugado/radionúcleido.

La estabilidad del compuesto marcado resulta muy satisfactoria hasta las 48 h de incubación (94.6% de la A.T. unida) y luego la misma desciende a 71,8 % de la A.T. unida, a los 7 días de incubación. La estabilidad del compuesto marcado también se corrobora con la autorradiografía digital, donde no se observa acumulación de Lu-177 en el fémur del ratón luego de 2 h post inyección.

La preservación de la inmunoreactividad es otra condición necesaria para asegurar la eficacia de la RIT de LNH, dado que el éxito de los dos procesos involucrados en el mecanismo de acción a) citotoxicidad celular dependiente de anticuerpos (ADCC) y b) efecto radiotóxico, dependen exclusivamente de la capacidad del radioinmunoconjungado por unirse al blanco molecular. En este caso es el dominio extracelular de una fosfoproteína transmembrana de 33-36 kDa (CD20) descubierta en 1981¹², que se halla presente en los linfomas de células B y que interviene en el proceso de activación, proliferación y diferenciación de linfocitos-B.

El resultado de fracción inmunoreactiva obtenido en nuestro ensayo es del 18 %, cuando en la literatura se reportan valores cercanos al 50 %. Podría ser más elevado, si se logra trabajar con concentraciones de

células más altas, que permitan alcanzar la meseta que corresponde a la situación de antígeno infinito, ya que estos puntos son fundamentales para el gráfico inverso de dónde se obtiene la ordenada al origen. Hasta el momento no hemos podido trabajar en esas condiciones. Por otra parte el número promedio de agentes quelantes unidos por AcMo es de 5,3 y por datos de literatura se sabe que a estos niveles no se produce una disminución de la inmunoreactividad. Entonces, suponemos que el bajo valor de fracción inmunoreactiva obtenido, podría deberse a un envejecimiento del AcMo empleado al hacer dicha determinación, ya que el mismo se hallaba próximo a su fecha de expiración. Por tanto, consideramos crucial introducir las modificaciones previamente enunciadas y utilizar un nuevo lote de AcMo para verificar estos resultados.

Los estudios dosimétricos en ratones NIH y su extrapolación a humanos fueron los primeros en ser realizados con este producto en el mundo entero. Dichos estudios permitieron determinar que el órgano sano que recibe la mayor dosis en un eventual uso clínico del radiofármaco ^{177}Lu -DTPA-SCN-Rituximab, administrado por vía intravenosa, es la médula ósea. La dosis en la médula se debe fundamentalmente a la retención del radiofármaco en sangre⁹.

Se evidenció que el método dosimétrico propuesto para la evaluación del ^{177}Lu -DTPA-SCN-Rituximab es apropiado ya que, el valor obtenido de coeficiente de dosis en médula ósea del radiofármaco, es consistente con los valores publicados en un estudio clínico¹³ donde se evaluó el ^{177}Lu -DOTA-SCN-Rituximab. Este último producto difiere del evaluado por nosotros, en que se reemplazó el agente bifuncional p-SCN-Bz-DTPA por el agente p-SCN-Bz-DOTA.

Es importante resaltar en esta discusión, un reciente trabajo de L.Balogh et al. (RIRR, Budapest, Hungría) en ratones nude doblemente tumorados con linfomas de células B (pata izquierda) y células T (pata derecha) inyectados con el ^{177}Lu -DOTA-SCN-Rituximab, usando un equipo híbrido nanoSPECT/CT (Single Photon Emission Computer Tomography/Computer Tomography) para imágenes de cuerpo entero de pequeños animales. Se observó una diferencia significativamente elevada (1.4-2.1x) en los valores de captación estándar (SUV) para los linfomas B respecto de los SUV de los linfomas T. Además se menciona que el tratamiento de dichos ratones nude (BALB-C nu/nu) doblemente tumorados con 20 MBq del radiofármaco, produjo una reducción significativa del tamaño del tumor de linfoma B a 2 semanas p.i. y que 6 de los 10 ratones tratados estaban con vida a las 6 semanas p.i.

Dado que la eficacia terapéutica está dada por la ADCC del Rituximab y por la radiotoxicidad del Lu-177 de alta A.e., y que ambos componentes están presentes en el producto usado en nuestro laboratorio y en el estudiado en Hungría, podría esperarse que la eficacia terapéutica de ambos productos no fuera muy diferente. Quizás, la diferencia más marcada entre ambos productos consiste en que la acumulación de actividad en fémur de ratones normales es levemente inferior para el ^{177}Lu -DTPA-SCN-Rituximab, lo cual origina una menor dosis en médula ósea. Sin embargo la toma de decisión, sobre cual de los dos productos es más apropiado excede los límites del presente trabajo y hace necesario un estudio dosimétrico comparativo y un ensayo comparativo de eficacia terapéutica en ratones nude tumorados.

6-CONCLUSIONES

La elevada A.e. de Lu-177 alcanzada y la adecuación de las técnicas a fin de disminuir al máximo la contaminación con trazas de hierro, permitieron obtener ^{177}Lu -DTPA-SCN-Rituximab con un elevado rendimiento, excelente A.e. final y una alta estabilidad *in-vitro* a 24 h.

La metodología de la determinación fracción inmunoreactiva puede ser objeto de mejoras por el añadido de 2 puntos en la curva de concentración de células.

Restaría ensayar el producto en ratones nude portadores de un tumor subcutáneo de células de Ramos o RAJI que expresan CD20 y evaluar la relación dosis tumor / dosis tejido normal a fin de verificar si presenta ventajas con respecto a otros radioinmunoconjungados, actualmente en etapa de investigación.

Todas estas son condiciones necesarias para el éxito de cualquier radiofármaco de potencial uso en RIT de LNH.

Finalmente, el presente trabajo contribuye de manera positiva a la etapa de estudios pre-clínicos del ^{177}Lu -DTPA-SCN-Rituximab. El valor de máxima actividad tolerable obtenido en el análisis dosimétrico, permite cumplimentar el primer paso requerido para continuar a la etapa posterior: los estudios clínicos, y por lo tanto constituye un avance necesario para la aprobación del radiofármaco en nuestro país.

7-BIBLIOGRAFÍA

- ¹ Bander N et ál. Phase I Trial of ¹⁷⁷Lu-labeled J591, a mAb to PSMA, in patients with androgen-independent prostate cancer. *J Clin Oncol* 2005; 20; 23(21): 4591-4601.
- ² Stillebroer A et ál. Dosimetric Analysis of ¹⁷⁷Lu-cG250 Radioimmunotherapy in Renal Cell Carcinoma Patients: Correlation with Myelotoxicity and Pretherapeutic Absorbed Dose Predictions Based on ¹¹¹In-cG250. Imaging. *J Nucl Med* 2012; 53:82-89.
- ³ Nevares N, López Bularte A, Perez J, Zapata A, Crudo J. Desarrollo de una formulación liofilizada de Anticuerpo Anti CD-20 para marcar con ¹⁷⁷Lu para el tratamiento de LNH. Alasbimn Journal, 2011;14(54), sección radiofarmacia, poster 59.
- ⁴ Crudo José Luis, Nevares Noemí Nélida, López Bularte Ana Clarisa, y col. Producción experimental de Lutecio-177 de alta actividad específica para la marcación de anticuerpos monoclonales de uso potencial en radioimmunoterapia. Revista Aabymn, 2014; 4 (3), 5-15.
- ⁵ Nadler L, Ritz J, Hardy R, Pesando J, Schlossman S, Stashenko P. A unique cell surface antigen identifying lymphoid malignancies of B cell origin. *J Clin Invest*. 1981 Jan;67(1):134-40.
- ⁶ Malviya G1, Anzola KL, Signore A y col. (99m)Tc-labeled rituximab for imaging B lymphocyte infiltration in inflammatory autoimmune disease patients. *Mol Imaging Biol*. 2012 Oct; 14(5):637-46. doi: 10.1007/s11307-011-0527-x.
- ⁷ Lindmo T., Boven E., Cuttitta F., Fedorko J. and Bunn Jr. P.A., Determination of the Immunoreactive Fraction of Radiolabeled Monoclonal Antibodies by Linear Extrapolation to Binding at Infinite Antigen Excess Journal of Immunological Methods, 72 (1984) 77-89.
- ⁸ Larsson E. et. al, Mouse S-factor Based on Monte-Carlo Simulations in the Anatomical Realistic Moby Phantom for Internal Dosimetry, *Cancer Biotherapy & Radiopharmaceuticals* 22(3):438-442(2007).
- ⁹ Alfaro Agüero Pablo Alejandro, Tesis de Maestría en Física Médica: Estudio dosimétrico del Anticuerpo Monoclonal Anti-CD20 Marcado con 177-Lu en Ratones Normales. Instituto Balseiro. Comisión Nacional de Energía Atómica. Universidad Nacional de Cuyo. Diciembre 2012.
- ¹⁰ Crowe E.OLINDA/EXM:the second generation personal computer software for internal dose assessment in nuclear medicine, Stabin MG, Sparks RB., *J Nucl Med* 46:1023-1027, 2005.
- ¹¹ Scott A. M., Lee S.T., Targeted Radionuclide Tumor Therapy, Biological aspects, Chap. 20. Edit. Springer, 2008.
- ¹² Nadler L, Ritz J, Hardy R, Pesando J, Schlossman S, Stashenko P. A unique cell surface antigen identifying lymphoid malignancies of B cell origin. *J Clin Invest*. 1981 Jan; 67(1):134-40.
- ¹³ Forrer F., Chen J., Fani M, Powell P., y col. In vitro characterization of ¹⁷⁷Lu-radiolabelled chimeric anti-CD20 monoclonal antibody and a preliminary dosimetry study. *Eur J Nucl Med Mol Imaging* vol 36, 2009.

AGRADECIMIENTOS

A la Lic. Gabriela Cerutti de la División Metrología (CNEA) por la determinación de ^{177m}Lu presente en la muestra de ¹⁷⁷Lu.

A los Sres. Dino Isolani y Jorge Quintana del reactor RA-3 pro la producción de ¹⁷⁷LuCl₃ de alta actividad específica.

Al OIEA por financiar el presente trabajo a través del Convenio de Investigación Coordinado titulado “Development and preclinical evaluations of ¹⁷⁷Lu and ⁹⁰Y labeled monoclonal antibodies and peptides for radionuclide therapy”.

APÉNDICE

Fig. I. Gráfico del rendimiento de la marcación vs pH de la marcación.

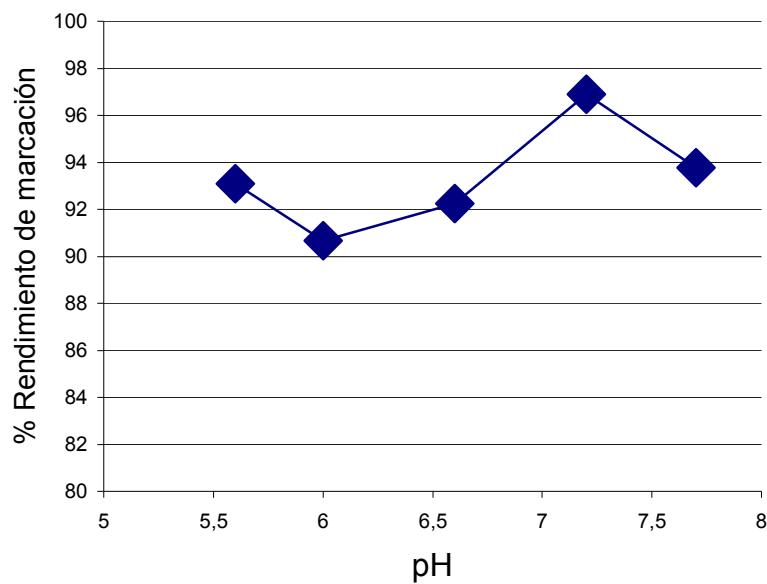


Fig. II. Radiocromatograma del ^{177}Lu -SCN-Bz-DTPA-AntiCD20 en un (FR) HPLC. EL anticuerpo marcado tiene un TR=9.5 min

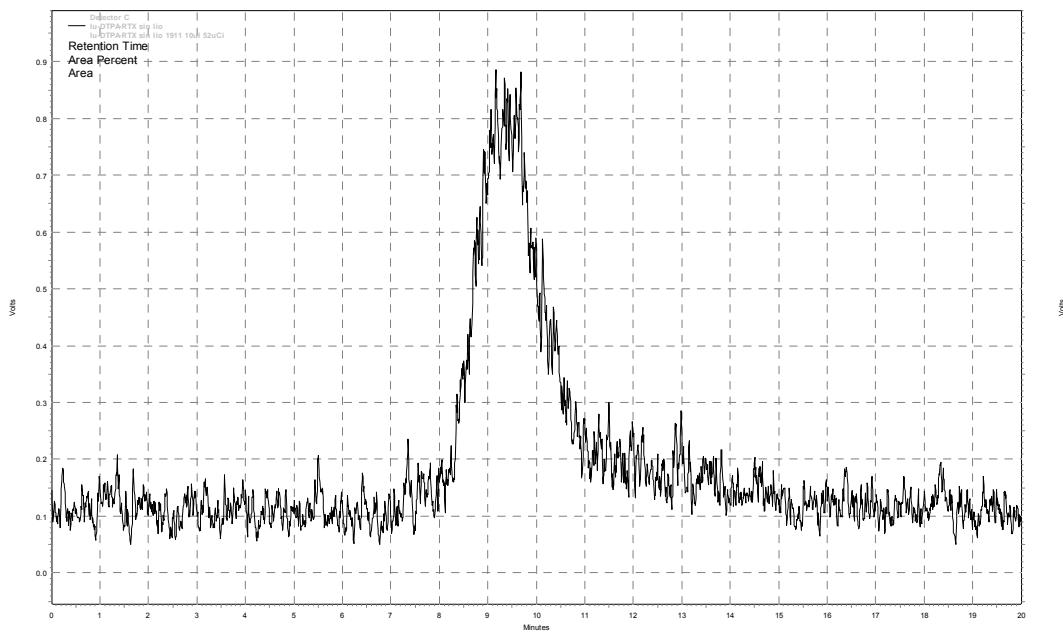


Fig. III. Gráfico de la Pureza radioquímica vs tiempo de incubación en solución salina

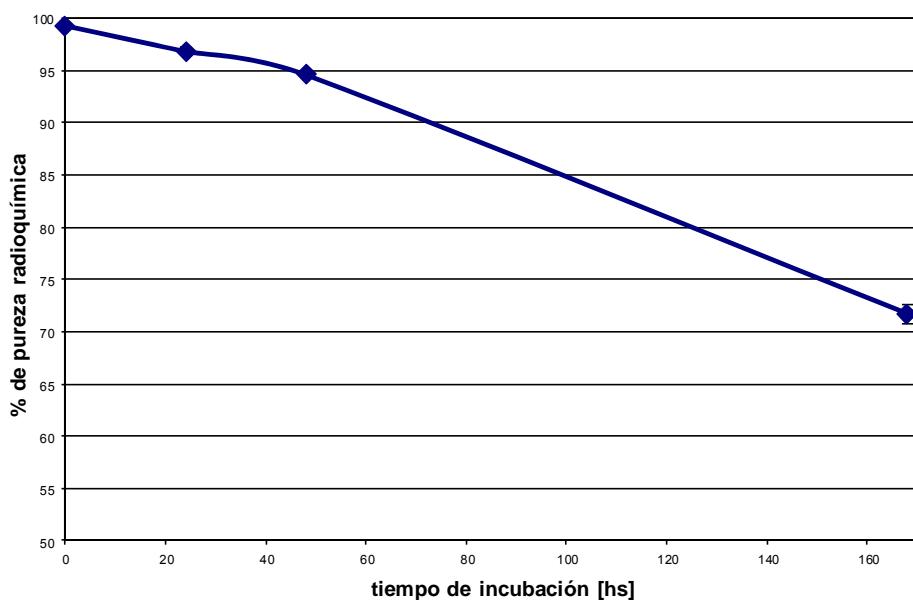


Fig. IV. Imágenes ex-vivo usando un autorradiógrafo digital: izq) fémur der e izq del ratón al que se administró 60 μ Ci de ^{177}Lu ; der) fémur der e izq del ratón al que se administró 60 μCi de $^{177}\text{Lu-SCN-Bz-DTPA-AntiCD20}$. Imagen adquirida luego de 2h p.i para ambos casos.

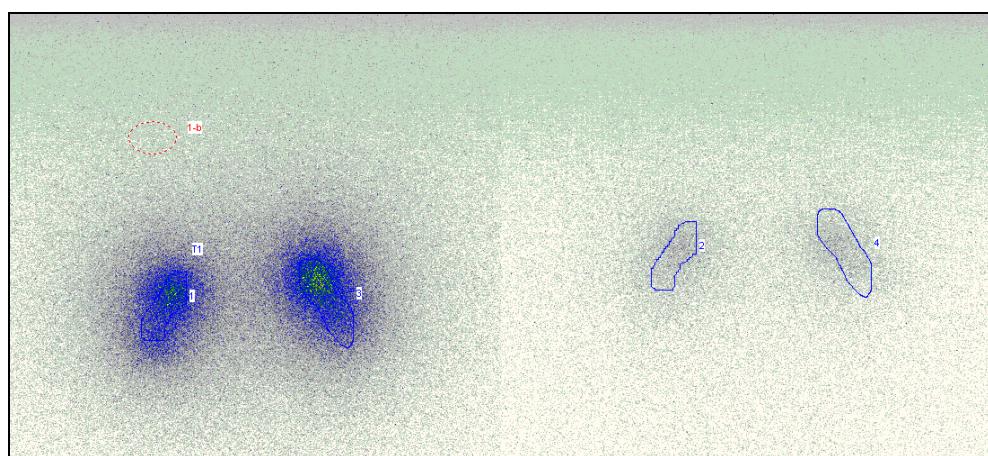


Fig. V. Curva de saturación: SB/ TA (Unión específica/ Actividad Total) vs conc. de células [millones/ml].

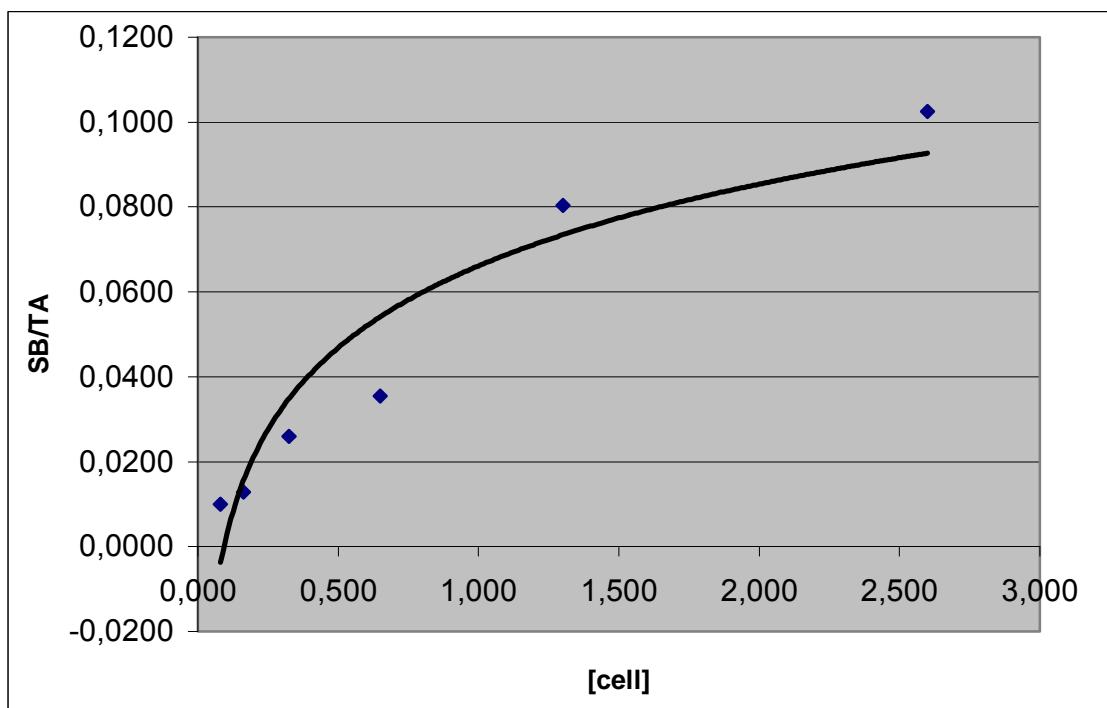


Fig. VI. Regresión lineal del gráfico doble inversa del ensayo de fracción inmunoreactiva. (% fracción inmunoreactiva = 1/ ordenada al origen =18%).

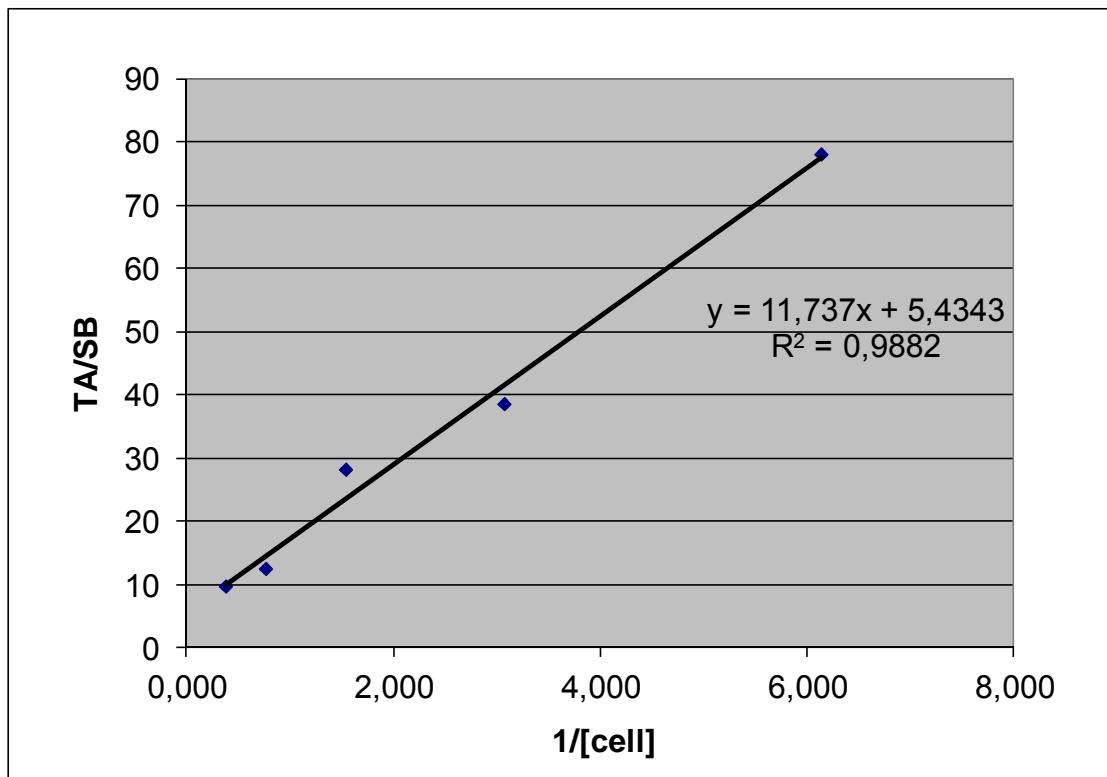


Tabla I. Dosis Absorbida (Gy/MBq) en los órganos del ratón NIH.

	Gy/MBq	cGy/ μ Ci
Hígado	1,62	5,98
Pulmones	0,62	2,29
Estómago	0,23	0,84
Riñones	0,82	3,02
Bazo	0,62	2,28
Intestinos	0,97	0,36
Médula	6,40	23,67
Esqueleto	3,92	14,51

Tabla II. Coeficientes de Dosis en órganos de los Maniquíes Humanos.

Órganos Blanco	Hombre de Referencia Dosis (mGy/MBq)	Órganos Blanco	Mujer de Referencia Dosis (mGy/MBq)
Glándula suprarrenal	3,63E-02	Glándula suprarrenal	4,53E-02
Cerebro	2,02E-03	Cerebro	3,30E-03
Tórax	5,86E-03	Tórax	7,35E-03
Intestino Delgado	4,38E-01	Intestino delgado	4,81E-01
Riñones	3,70E+00	Riñones	3,87E+00
Hígado	2,13E+00	Hígado	2,80E+00
Pulmones	4,98E-01	Pulmones	6,01E-01
Músculos	8,63E-03	Músculos	1,13E-02
Páncreas	3,29E-02	Páncreas	4,19E-02
Médula Roja	5,25E-01	Médula Roja	6,59E-01
Células Ostogénicas	6,52E-01	Células Osteogénicas	9,91E-01

Proposal of a Tool for Internal Dose Assessment in nuclear fuel Cycle

Puerta, N.; Gossio, S; Rojo, A. and Gomez Parada, I.



* npuerta@arn.gob.ar

PROPOSAL OF A TOOL FOR INTERNAL DOSE ASSESSMENT IN NUCLEAR FUEL CYCLE

*Puerta, N. ; Gossio, S.; Rojo, A.; Gomez, I.
Autoridad Regulatoria Nuclear, República Argentina



INTRODUCTION

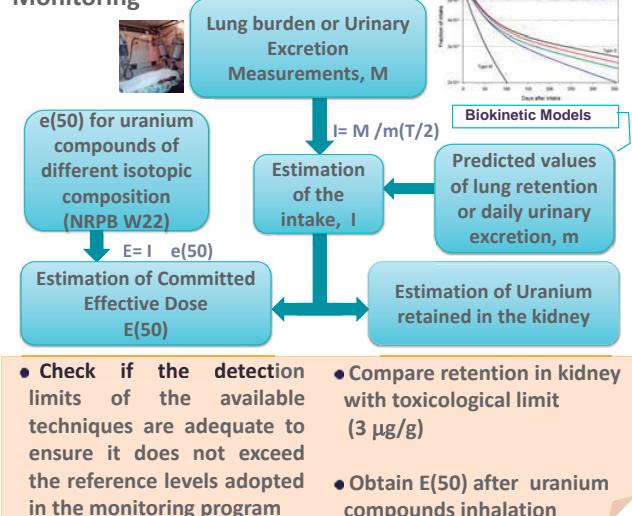
Internal contamination constitutes one of the potential risks to which workers in the nuclear and uranium industries can be exposed.

Effective dose assessment in the case of internal exposure requires the determination of the intake from individual bioassay data applying dosimetric and biokinetic models. In the case of internal exposure to uranium, an additional difficulty exists in analyzing monitoring data due to the different mixture compounds and enrichment; and its both radiological and chemical toxicity.

It is presented a tool, in excel spreadsheets, for the evaluation of internal exposure based on : "Industrial Uranium Compounds: Exposure Limits, Assessment of Intake and Toxicity after Inhalation (NRPB W22)".

METHODS

Dosimetric and toxicological assessment of Uranium in a Routine Monitoring



- Check if the detection limits of the available techniques are adequate to ensure it does not exceed the reference levels adopted in the monitoring program
- Compare retention in kidney with toxicological limit (3 µg/g)
- Obtain $E(50)$ after uranium compounds inhalation

TOOL FOR INTERNAL DOSE ASSESSMENT IN EXCEL SPREADSHEETS

EXCEL MODULES

- for natural uranium, three types of compounds: U_3O_8 , UO_2 and UO_3 , with specific parameters of the NRPB W22
- for type F, M, S proposed by ICRP for different enrichments : Natural, Depleted, 3.5% and 93% ^{235}U

EXAMPLE 1: U-nat, S Type, Urine Monitoring Interval T=15 days, Value of Urine measurement= 10 µg of U/I

Enter type and composition of uranium		
Type	S	e(50) 6,25 µSv/Bq
Composition	U-nat	ALI 3,2 KBq
Enter Urine interval monitoring		
T (d)	15 d	
T/2	7 d	
m(T/2)	0,0001885 Bq/Bq of intake	
Dosimetric assessment for a urine measurement		
Enter value of the Urine measurement M		
M	10 µg/l	I 21389,9 Bq
M	16 µg/d	I 848,81 mg
Specific Activity	2,52E+01 Bq mg ⁻¹	
M	4,03E-01 Bq/d	
E(50)	133,6 mSv	
Toxicological evaluation for a dose E (50)		
U in kidney	0,40 µg/g	
Toxicological Assessment	NO TOXIC	

The tool provides e(50), Annual Limit on Intake ALI, Intake I, E(50) and Toxicological assessment

Radiological risk is more important than chemical
E(50) is significative but there is not chemical toxicity

EXAMPLE 2: U-nat, S Type, Urine Monitoring Interval T=15 days, Investigation Level IL 6 mSv, Critic Magnitude Mc 0.1 mSv, Minimun Detectable Activity MDA of Fluorimetry 1 µg/l, MDA of KPA 0.1 µg/l

Evaluation of Reference Levels	
It is evaluated if the reference levels chosen could be measured with the available techniques	
Enter the E(50) value corresponds to Investigation Level	
E(50)	6,00 mSv
IL	1,81E-02 Bq/d
Specific Activity	2,52E+01 Bq mg ⁻¹
IL	7,18E-04 mg/d
IL	0,72 µg/d
IL	0,45 µg/l
IL	It can be measured with KPA

User can choose the value of the dose corresponding to IL, change available techniques and their MDA

Urine Control Data	
Fluorimetry	1 µg/l
KPA	0,1 µg/l
MDA	0,1 µg/l
Volume of urine excretion	
man	1,6 l/d
woman	1,2 l/d
Toxicological Evaluation for E (50)(mSv) 6,00	
max retention in kidney	0,00012 Bq/d
day of max retention	1 d
Kidney mass	310 g
Kidney toxicity	3 ug/g
Uranium in kidney	1,47E-02 ug/g
Toxicological assessment NO TOXIC	

CONCLUSIONS

This tool allows a quick assessment of measurement data from the individual monitoring to obtain committed effective dose in a worker, E(50), to assess the toxicological risk and to define or verify the design conditions of a monitoring program.

Determinación del rango de dosis de radiación gamma para generar esterilidad heredada en la polilla del tomate *Tuta Absoluta* (Meyrick, 1917) (Lepidoptera: Gelechiidae)

Yusef, M.V.; Viscarret, M.M.; Michelin, S.C.; Britos, H.L.;
Solis A.; Pawlak, S.E. y López, S.N.

DETERMINACIÓN DEL RANGO DE DOSIS DE RADIACIÓN GAMMA PARA GENERAR ESTERILIDAD HEREDADA EN LA POLILLA DEL TOMATE *TUTA ABSOLUTA* (MEYRICK, 1917) (LEPIDOPTERA: GELECHIIDAE)

Yusef M.V. ^{(1)*}, Viscarret M.M. ⁽³⁾, Michelin S. C. ⁽⁴⁾, Britos H.L. ⁽¹⁾, Solís A. ⁽¹⁾, Pawlak S.E. ⁽²⁾, López S.N. ⁽³⁾

⁽¹⁾ Laboratorio de Control de plagas, Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA).

⁽²⁾ Laboratorio de Dosimetría de Altas Dosis, CNEA.

⁽³⁾ Insectario de Investigaciones para Lucha Biológica (I.I.L.B.) IMYZA, Instituto Nacional de Tecnología Agropecuaria (INTA) Castelar.

⁽⁴⁾ Laboratorio de Radiopatología, Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).

*yusef@cae.cnea.gov.ar

RESUMEN

La polilla del tomate, *Tuta absoluta* (Meyrick 1917) (Lepidoptera: Gelechiidae) es una plaga originaria de América del Sur y se encuentra distribuida en gran parte de las zonas productoras de tomate (*Solanum lycopersicum* Linnaeus) del mundo. En nuestro país es considerada una de las plagas de mayor importancia económica por los cuantiosos daños que causa.

La Técnica del Insecto Estéril (TIE) es un método para el control de plagas, de bajo impacto ambiental y no contaminante, que utiliza las radiaciones ionizantes como herramienta para la esterilización de los insectos. Una variación de la TIE es la denominada Esterilidad Heredada (EH).

El objetivo del presente trabajo fue determinar el rango de dosis de radiación gamma más adecuado para la implementación de la EH para el control de *T. absoluta*. Para ello se analizó, bajo condiciones controladas de laboratorio, el efecto de 50, 75, 100, 120, 130, 150, 200, 250 y 300 Gy sobre pupas de ambos sexos.

La emergencia de adultos disminuyó con el aumento de la dosis de radiación. Con dosis por encima de los 200 Gy se observó individuos con alas deformes y patas dobladas, no aptos para el apareamiento por lo que se decidió no trabajar con dosis por encima de este valor.

Para establecer los efectos de las radiaciones sobre la EH, se evaluó: fertilidad, fecundidad, longevidad y proporción sexual de la F1 de machos y hembras irradiados en estado de pupa. Las dosis evaluadas fueron 50, 75, 100, 120, 130, 150 y 200 Gy.

Cuando los machos emergidos de pupas irradiadas fueron cruzados con hembras no tratadas, se observó una disminución de la fecundidad y la fertilidad de las hembras con el incremento de las dosis aplicadas. Sin embargo, la longevidad de los insectos parentales y adultos F1 no se vio afectada por las distintas dosis.

En las generaciones F1 y F2 la proporción de machos fue mayor que la de las hembras, contrariamente a lo que ocurrió en la población no tratada.

En el rango de dosis comprendido entre 120 y 130 Gy, los efectos sobre la EH se manifestaron en una reducción de la fecundidad y fertilidad de la F1 y de la cantidad de larvas y pupas producidas.

Cuando las hembras fueron irradiadas con dosis de 100 Gy y cruzadas con machos sin irradiar, se observó inducción de esterilidad total.

En conclusión, un rango de dosis de 120-130 Gy resulta ser la dosis conveniente para generar EH en *T. absoluta*. Este intervalo de dosis permitiría liberar hembras totalmente estériles y machos parcialmente esterilizados.

ABSTRACT

The tomato moth, *Tuta absoluta* (Meyrick, 1917) (Lepidoptera: Gelechiidae) is a pest of South America origin and is distributed throughout most of the growing areas of tomato (*Solanum lycopersicum* Linnaeus) in the world. In our country it is considered one of the most economically important pests by causing extensive damage.

The Sterile Insect Technique (SIT) is a method for pest control, of low environmental impact and pollution, which uses ionizing radiation as a tool for sterilizing insects. A variation of the SIT is called Inherited Sterility (IS).

The aim of this study was to determine the dose range of gamma radiation more suitable for the implementation of IS to control *T. absoluta*. The effect of 50, 75, 100, 120, 130, 150, 200, 250 and 300 Gy on pupae of both sexes, was analysed under controlled laboratory conditions. Adult emergence decreased with increasing radiation dose. At doses above 200 Gy, individuals are unfit for mating, because deformed wings and legs bent was observed.

To establish the effects of radiation on the IS was evaluated: fertility, fecundity, longevity and sex ratio of the F1 males and females irradiated in the pupae stage. The tested doses were 50, 75, 100, 120, 130, 150 and 200 Gy.

When males emerged from irradiated pupae were crossed with untreated females, decreased fertility and female fertility with increasing applied doses was observed. However, the longevity of F1 parental and adult insects was not affected by the different doses. In the F1 and F2 generations the proportion of males was higher than females, contrary to what occurred in the untreated population.

In the dose range between 120 and 130 Gy, the effects on IS expressed in reduced fecundity and fertility of the F1 and the number of larvae and pupae produced.

When females were irradiated with doses of 100 Gy and crossed with untreated males, induced full sterility was observed.

In conclusion, a dose range of 120-130 Gy proves convenient to generate IS in *T. absolute*. This dose range would free fully sterile females and partially sterilized males.

INTRODUCCIÓN

Tuta absoluta es una plaga clave del tomate. Es nativa de América del Sur (Torres *et al.*, 2001) y se encuentra distribuida en varios países del continente americano, así como en Europa y en varios países del continente africano representando una grave amenaza para los países de Afro-Eurasia causando pérdidas de rendimiento de hasta el 100%, representando una grave amenaza para los países invadidos por ella. (Desneux *et al.*, 2010; 2011). En nuestro país, es una de las principales plagas en invernaderos (Botto, 2011).

Tuta absoluta también puede atacar papa, *Solanum tuberosum* L., berenjena, *Solanum melongena* L., pepino dulce, *Solanum muricatum* L., y en menor grado tabaco, *Nicotiana tabacum* (L. Vargas, 1970; Mallea *et al.*, 1972; Campos, 1976).

En la actualidad, el manejo de la polilla del tomate se basa principalmente en el empleo de plaguicidas, perjudicando organismos que no son el blanco propuesto y al medio ambiente (Weisenburger, 1993; Desneux *et al.*, 2007; Landgren *et al.*, 2009), provocando la aparición de fenómenos de resistencia a varios principios activos (Siqueira, 2000 a, b; Lietti *et al.*, 2005) y la aparición de otras plagas como ácaros (García *et al.*, 1982).

La TIE es un método de control autocida concebido en la década del 30 por Knipling.

Se basa en criar, esterilizar y liberar insectos de una especie plaga en números que permitan inundar la población silvestre, sobre un área de extensión significativa y a una tasa dependiente de la tasa reproductiva de la especie blanco, de manera tal que aquellas

hembras que se apareen solamente con un macho estéril no producirán descendencia, disminuyendo el tamaño poblacional con sucesivas repeticiones del proceso (Metcalf *et al.*, 1994).

Los lepidópteros, presentan cromosomas holocinéticos, lo cual incrementa su tolerancia a las radiaciones frente otros órdenes de insectos, siendo de tres a diez veces más resistentes a la radiación gamma. Esta característica permite que los fragmentos producidos por la radiación no se pierdan durante la división meiótica, pues cada uno de ellos tiene capacidad para adherirse al huso cromático. De este modo se inducen pocas mutaciones dominantes letales en el esperma, a pesar de contener una alta frecuencia de translocaciones recíprocas. En la mayoría de estas translocaciones no existe pérdida apreciable de material genético y por lo tanto pueden ser transmitidas a la progenie.

Por otra parte, el empleo de altas dosis esterilizantes causan efectos somáticos que modifican su comportamiento, lo cual es una desventaja para el empleo de la TIE. Por este motivo se utilizan dosis menores que inducen una esterilidad heredada (EH) en la F1. El porcentaje de esterilidad ocasionada en la F1 depende del número de cromosomas que participen en el intercambio y de la dosis de radiación, por lo tanto, si varias translocaciones recíprocas son inducidas en cada esperma del progenitor macho irradiado, su progenie podrá ser parcial o totalmente estéril (Tothova *et al.*, 2001).

El uso de la (EH) ha sido investigado y aplicado exitosamente en varias especies de lepidópteros: *Pectinophora gossypiella* (Saunders) (Lepidoptera: Gelechiidae), *Lymantria dispar* (Linnaeus) (Lepidoptera: Erebidae), *Manduca sexta* (Linnaeus) (Lepidoptera: Sphingidae) (Bartlett *et al.*, 2003), *Trichoplusia ni* (Hübner) (Lepidoptera: Noctuidae) (North *et al.*, 1969), *Helicoverpa zea* (Boddie) (Lepidoptera: Noctuidae) (Carpenter *et al.*, 1987), y *C. pomonella* (Proverbs *et al.*, 1978; Bartlett *et al.*, 2003).

El uso de las radiaciones ionizantes para el control de *T. absoluta* sería una alternativa viable. El único estudio que analizó el efecto de rayos gamma en sus diferentes etapas fue realizado por Arthur (2004), para desactivar un tratamiento cuarentenario para tomates envasados.

Debido a la importancia económica de *T. absoluta*, es de gran valor, evaluar la viabilidad de la EH como herramienta para controlar esta plaga.

OBJETIVO

De acuerdo a los antecedentes presentados y la importancia económica de esta plaga para nuestro país, el objetivo de este trabajo fue determinar la dosis de radiación gamma adecuada para inducir esterilidad heredada en la polilla del tomate.

MATERIAL Y MÉTODOS

Cría de los insectos

Los insectos provenientes del Insectario de Investigaciones para Lucha Biológica (I.I.L.B.) IMYZA, Instituto Nacional de Tecnología Agropecuaria (INTA) Castelar, fueron criados sobre plantas de tomate durante más de 30 generaciones en condiciones controladas, T: $24\pm1^{\circ}\text{C}$, HR: $70\pm1\%$ y 14:10 (L: O) en el Laboratorio de Control de plagas, perteneciente a la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA).

Las pupas de *T. absoluta* fueron sexadas bajo lupa considerando sus características morfológicas (De Coelho y Franca, 1987).

Irradiación

Setenta y dos horas antes de la emergencia del adulto, cien pupas de cada sexo y para cada dosis, se colocaron en grupos de 10, en cajas de Petri sobre papel humedecido y selladas con parafilm "M"®, para evitar la deshidratación.

Las irradiaciones se realizaron a temperatura ambiente con una fuente de cobalto 60 (^{60}Co), a una tasa de dosis de 0.62 Gy/ seg. Las dosis utilizadas: 0, 50, 75, 100, 120, 130, 150, 200, 250 y 300 Gy. Posteriormente las muestras se mantuvieron en condiciones controladas hasta la emergencia de los adultos.

A- Determinación del rango de dosis de radiación gamma que permita la emergencia completa de individuos adultos.

El efecto de la radiación gamma en machos y hembras se evaluó teniendo en cuenta los siguientes variables:

a) la proporción de adultos emergidos completos, estimada como:

$$\frac{\text{N}^{\circ} \text{ de adultos normales} + \text{N}^{\circ} \text{ de adultos deformes}}{\text{N}^{\circ} \text{ total de pupas}}$$

b) la proporción de adultos emergidos deformes estimada como:

$$\frac{\text{N}^{\circ} \text{ de adultos deformes}}{\text{N}^{\circ} \text{ de adultos emergidos completamente}}$$

La proporción de adultos emergidos completos y la proporción de adultos emergidos deformes se analizaron mediante una regresión logística con dosis y sexo como variables independientes utilizando el software estadístico Infostat versión 2010 libre. La significación de los parámetros del modelo, fue analizada mediante el estadístico de Wald y el ajuste del modelo, mediante la prueba de razón de verosimilitud, usando un modelo lineal generalizado software Statistica 7.1 StatSoft versión 2005.

B- Análisis del comportamiento de los individuos de la generación parental provenientes de pupas irradiadas

De acuerdo a los resultados del punto A, el rango de dosis dentro del cual los adultos emergieron completamente sin presentar deformidades fue de 50 a 200 Gy.

Para cada sexo se irradiaron pupas de *T. absoluta* con 0, 50, 75, 100, 120, 130, 150 y 200 Gy. Se usaron 10 réplicas con 10 pupas cada una, para cada uno de los tratamientos que se describen a continuación.

Una vez emergidos los adultos, se tomaron al azar machos y hembras formando 5 parejas para cada uno de los siguientes cruzamientos: ♂ I x ♀ 0, ♂ 0 x ♀ I y ♀ 0 x ♂ 0 siendo 0= No irradiado y I= irradiado.

El apareamiento de cada pareja fue confirmado por inspección visual.

Usando esta metodología se realizaron los puntos I y II

I) Cruzamiento de machos irradiados con hembras no irradiadas ($\delta^I \times \varphi^0$) y esterilidad heredada

Cada pareja se colocó individualmente en una jaula cilíndrica de 24.5 cm de altura y 7.5 de diámetro, con una gota de miel como alimento de los adultos y una planta de tomate como sustrato de oviposición.

Cada 5 días la planta fue renovada. Las primeras dos plantas fueron examinadas cuidadosamente para contar los huevos puestos por cada hembra durante los primeros 10 días de vida. La tercera planta se utilizó para determinar la longevidad de los dos adultos. Los tallos y hojas con huevos se colocaron con humedad dentro de contenedores plásticos. A los 7 días se contaron las larvas de la F1 (primer y segundo estadio) y se trasladaron a nuevas hojas de tomate sobre papel absorbente para permitir su desarrollo hasta el momento de pupar.

Las pupas fueron contadas, separadas por sexo y acondicionadas para permitir la emergencia de adultos. Se determinaron para cada dosis y réplica la fecundidad parental F0 como número de huevos totales/hembra el número de larvas F1/hembra, el número de pupas F1/hembra, la fertilidad F0 como número de larvas/número de huevos, la proporción de sexos de la F1 ($\delta^I / (\delta^I + \varphi)$) y la longevidad de los machos irradiados F0 como número de días vividos /macho.

Con el fin de analizar los efectos hereditarios sobre los adultos emergidos, se realizaron 5 repeticiones de cada uno de los siguientes cruzamientos: $\delta^I F1 \times \varphi^0$, $\varphi^0 F1 \times \delta^0$ y $\delta^0 \times \varphi^0$. Para cada una de las combinaciones se determinaron: fecundidad F1 como número de huevos totales/hembra, el número de larvas F2/hembra, el número de pupas F2/hembra, fertilidad F1, como número de larvas/número de huevos, proporción de sexos de la F2 ($\delta^I / (\delta^I + \varphi)$) y longevidad de la descendencia F1 de los machos irradiados F0, como número de días vividos /macho o hembra.

La fecundidad, el número de larvas, el número de pupas y la longevidad F0 y F1 se analizaron mediante regresiones binomiales negativas utilizando el software Statgraphics Centurión XVI versión 16.2.04 libre. La fertilidad F0 y F1 y la relación de sexos de la F1 y F2, fueron analizadas mediante una regresión logística con la dosis como variable independiente mediante el software Infostat versión 2010 libre. La significación de los parámetros del modelo, fue analizada mediante el estadístico de Wald y el ajuste del modelo, mediante la prueba de razón de verosimilitud, usando un modelo lineal generalizado software Statistica 7.1 StatSoft versión 2005.

II) Cruzamiento de hembras irradiadas con machos no irradiados ($\varphi^I \times \delta^0$)

Hembras adultas obtenidas a partir de las pupas expuestas a las distintas dosis expresadas anteriormente, se cruzaron con machos sin irradiar, estableciéndose la generación parental (F0). Como control se realizó el cruzamiento de $\delta^0 \times \varphi^0$. Se determinaron para cada dosis, la fecundidad parental (F0) como número huevos totales/hembra, el número de larvas F1/hembra, el número de pupas F1/hembra, fertilidad F0, como número de larvas/número huevos, la proporción de sexos de la F1 ($\delta^I / (\delta^I + \varphi)$) y la longevidad de las hembras irradiadas F0, como número de días vividos /hembra. Se realizaron 5 repeticiones para cada uno de los cruzamientos.

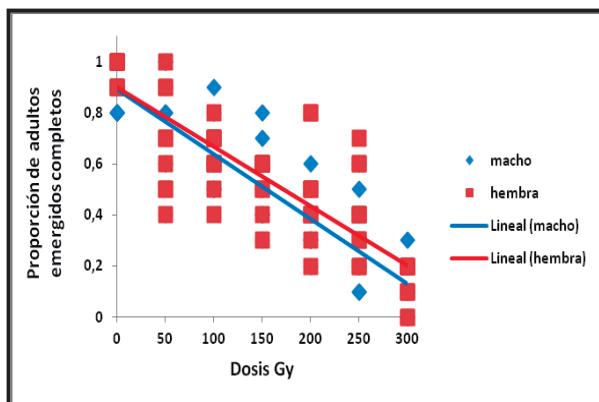
La fecundidad, el número de larvas, el número de pupas y la longevidad se analizaron mediante regresiones binomiales negativas utilizando el software Statgraphics Centurión XVI versión 16.2.04 libre. La fertilidad y la relación de sexos, fueron analizadas mediante una regresión logística con la dosis como variable independiente mediante el software Infostat versión 2010 libre. La significación de los parámetros del modelo, fue analizada mediante el estadístico de Wald y el ajuste del modelo, mediante la prueba de razón de

verosimilitud, usando un modelo lineal generalizado software Statistica 7.1 StatSoft versión 2005.

RESULTADOS

A- Determinación del rango de dosis de radiación gamma que permite la emergencia completa de individuos adultos

a) Proporción de adultos emergidos completos



La proporción de adultos emergidos completamente disminuyó significativamente con el incremento de la dosis ($\text{Wald} = 255.73, P < 0.05; \chi^2 = 171.09, P < 0.05$) y el efecto fue independiente del sexo del individuo ($\text{Wald} = 1.24, P > 0.05; \chi^2 = 1.23, P > 0.05$). Se observó que a partir de los 200 Gy los insectos presentan alas deformes y patas dobladas

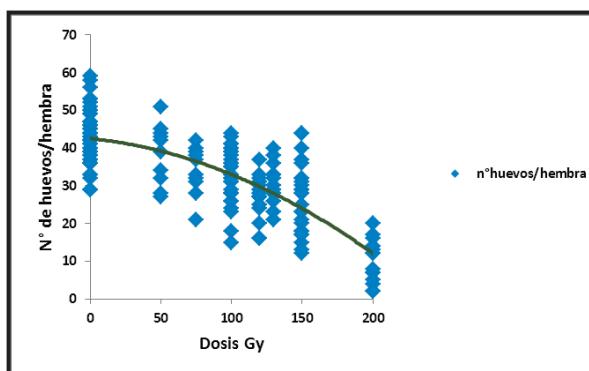
Figura 1: Proporción de adultos emergidos completos.

Teniendo en cuenta estos resultados, para los estudios sucesivos, se estableció un rango de dosis cuya valor máximo fue de 200 Gy.

B-Análisis del comportamiento de los individuos de la generación parental provenientes de pupas irradiadas

I) Cruzamiento de machos irradiados con hembras no irradiadas ($\text{♂I} \times \text{♀0}$) y esterilidad heredada

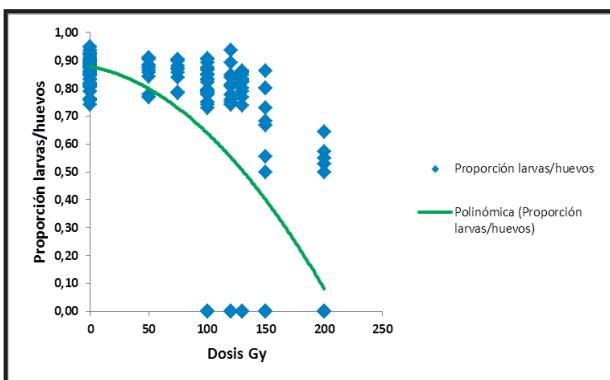
Fecundidad parental



La fecundidad de las hembras de *T. absoluta* que se aparearon con machos irradiados disminuyó significativamente con dosis crecientes de radiación ($\text{Wald} = 178.08, P < 0.05; \chi^2 = 173.70, P < 0.05$).

Figura 2: fecundidad parental F0/hembra, cuando machos de *T. absoluta* fueron irradiados y se aparearon con hembras no tratadas

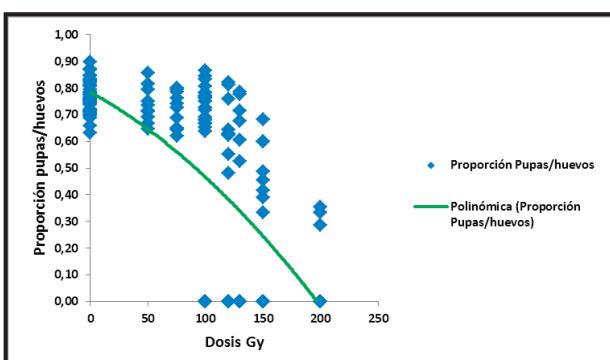
Nº de larvas F1 por hembra



Una reducción significativa en el número de larvas F1 se observó cuando las pupas de los machos se irradiaron con dosis crecientes de rayos gamma (Wald = 129.63, P <0.05; χ^2 = 179.05, P <0.05).

Figura 3: Proporción número de larvas F1/hembra, cuando machos de *T. absoluta* fueron irradiados como pupas y se aparearon con hembras no tratadas.

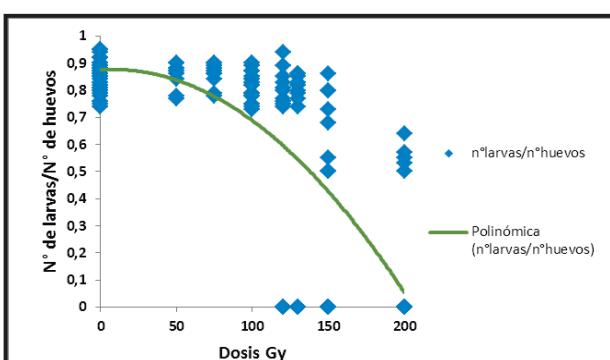
Nº de pupas F1 por hembra



Una reducción significativa en el número de pupas F1 se observó cuando las pupas de los machos se irradiaron con dosis crecientes de rayos gamma (Wald = 133.97, P <0.05; χ^2 = 191.37, P <0.05).

Figura 4: Proporción número de pupas F1/hembra, cuando machos de *T. absoluta* fueron irradiados como pupas y se aparearon con hembras no tratadas.

Fertilidad de hembras con machos irradiados



Con dosis menores o iguales a 75 Gy, la fertilidad no se vio afectada. A partir de 100 Gy esta tendencia se revertió. Por este motivo se realizó el análisis estadístico separando estos dos grupos de datos. Estadísticamente esto fue confirmado. Hasta 75 Gy (Wald = 0.0535, P >0.05; χ^2 = 0.05358, P >0.05). A partir de los 100 Gy (Wald = 58.67, P <0.05; χ^2 = 92.807, P <0.05).

Figura 5: fertilidad parental (número de larvas / número de huevos) cuando pupas machos de *T. absoluta* fueron irradiados y apareados con hembras no tratadas.

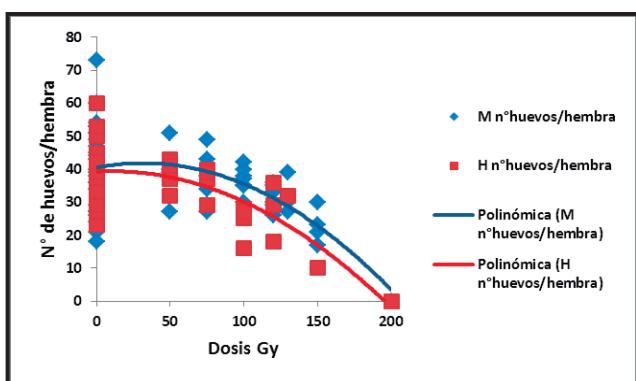
Dado que el apareamiento de cada pareja fue confirmado por inspección visual, las proporciones con valor cero para dosis de 120, 130, 150 y 200 Gy son debido a que el macho no fertilizó los huevos.

La longevidad de los machos tratados no fue afectada por la aplicación de radiación ($\text{Wald} = 2.72, P > 0.05; \chi^2 = 2.68, P > 0.05$).

La proporción de sexos de la generación F1 fue sesgándose a favor de los machos a medida que aumentó la dosis de radiación gamma ($\text{Wald} = 655.10, P < 0.05; \chi^2 = 210.70, P < 0.05$)

Analisis de las descendencia ($\text{♂I} \times \text{♀0}$)

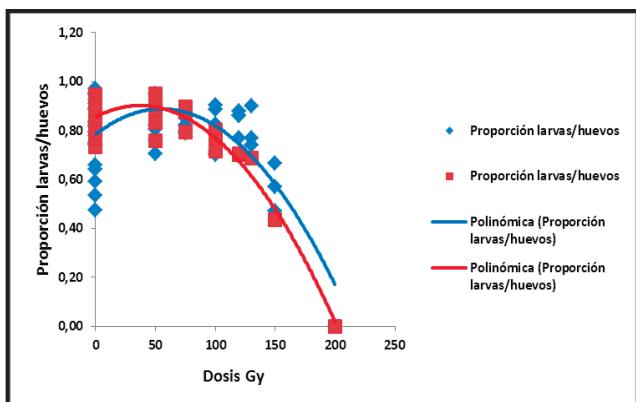
Fecundidad F1



La fecundidad de los adultos F1 que se aparearon con homólogos no tratados, se vio afectada por la dosis de radiación gamma aplicada a los machos ($\text{Wald} = 112.20, P < 0.05; \chi^2 = 130.12, P < 0.05$), independientemente del tipo de cruzamiento F1 ($\text{♂ F1} \times \text{♀0}$ ó $\text{♀F1} \times \text{♂0}$) ($\text{Wald} = 2.66, P > 0.05; \chi^2 = 2.65, P > 0.05$).

Figura 6: número de huevos por hembra cuando el macho (rombo) o la hembra (cuadrado) corresponden a la F1 proveniente de machos irradiados y son apareados con adultos no tratados.

Nº de larvas F2 por hembra



El número de larvas F2 se vio reducido con dosis de radiación crecientes ($\text{Wald} = 112.98, P < 0.05; \chi^2 = 142.39, P < 0.05$). El efecto fue independiente del sexo del individuo ($\text{Wald} = 0.026, P > 0.05; \chi^2 = 0.0262, P > 0.05$)

Figura 7: Proporción número de larvas por hembra cuando el macho (rombo) o la hembra (cuadrado) corresponden a la F1 provenientes de machos irradiados y apareados con adultos no tratados.

Nº de pupas F2 por hembra

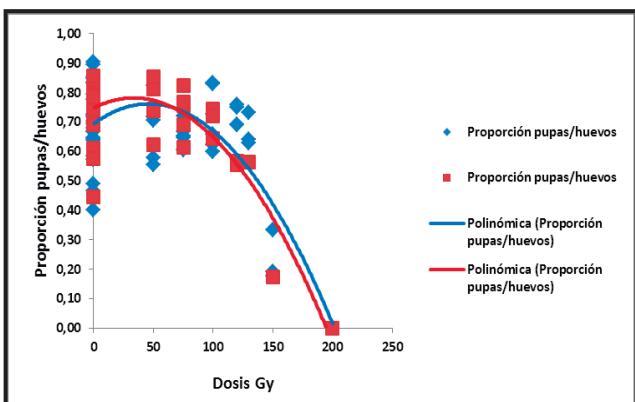


Figura 8: Proporción número de pupas por hembra cuando el macho (rombo) o la hembra (cuadrado) corresponden a la F1, proveniente de machos irradiados y apareados con hembras no tratadas.

Fertilidad de la F1

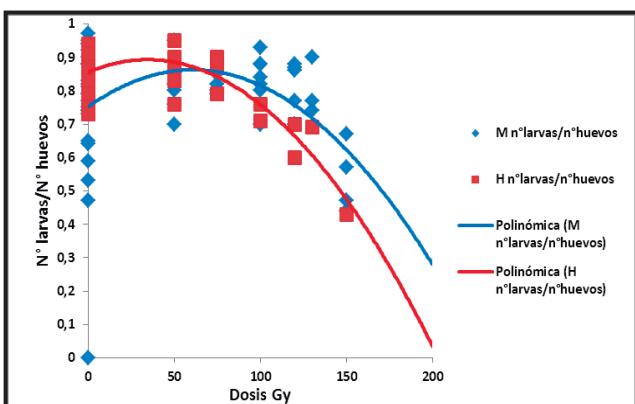


Figura 9: fertilidad en la generación F1 (número de larvas / número de huevos por hembra) cuando el macho (rombo) o la hembra (cuadrado) corresponden a la F1, proveniente de machos irradiados apareados con hembras no tratadas.

No hubo diferencias significativas en la longevidad de adultos de la F1 para las distintas dosis (Wald = 2.12, P >0.05; X² =2.20, P >0.05) y tipos de cruzamiento (Wald = 1.018, P >0.05; X² =1.058, P >0.05).

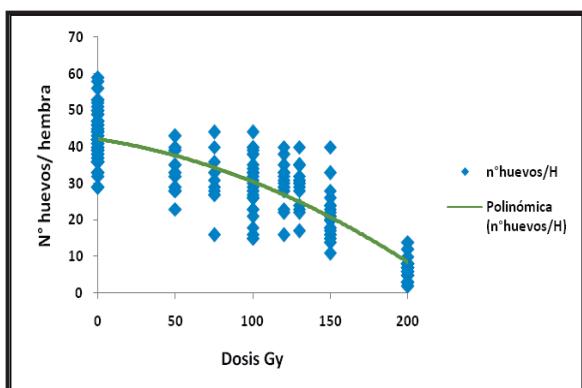
Se registraron diferencias significativas en la proporción de sexos de la F2 con respecto a los controles (Wald = 609.53, P <0.05; X² = 194.41, P <0.05), observándose una mayor proporción de individuos machos en relación a hembras para todas las dosis de radiación evaluadas siendo independiente del tipo de cruzamiento ($\text{♂ F1} \times \text{♀0}$ ó $\text{♀F1} \times \text{♂0}$) (Wald = 1.552, P >0.05; X² = 1.635, P >0.05)

El número de pupas F2 se vio afectado negativamente por la dosis de radiación gamma aplicada a los machos F0 que se aparearon con hembras sin irradiar (Wald = 114.73, P <0.05; $X^2 = 147.50$, P<0.05). El efecto fue independiente del sexo del individuo ($\text{♂ F1} \times \text{♀0}$ ó $\text{♀F1} \times \text{♂0}$) (Wald = 0.003, P>0.05; $X^2 = 0.003$, P>0.05).

El incremento de la dosis de radiación disminuyó significativamente la fertilidad de la generación F1 (Wald = 125.26, P <0.05; $X^2= 126.69$ P<0.05). El efecto fue independiente del sexo del individuo ($\text{♂ F1} \times \text{♀0}$ ó $\text{♀F1} \times \text{♂0}$) (Wald = 0.0176, P>0.05; $X^2 = 0.0175$, P>0.05).

II) Cruzamiento de hembras irradiadas con machos no irradiados ($\text{♀I} \times \text{♂0}$)

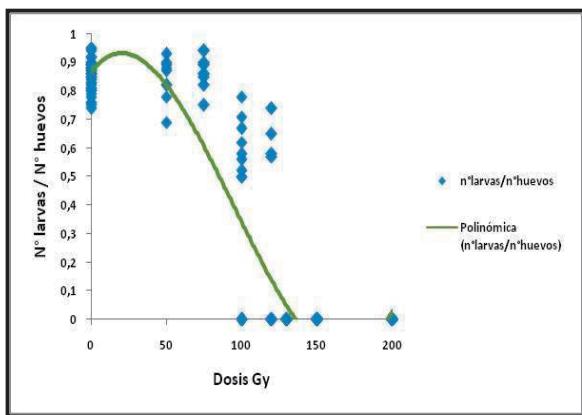
Fecundidad parental F0



La fecundidad de las hembras irradiadas disminuyó significativamente con dosis crecientes de radiación gamma aplicada a las pupas hembras (Wald = 239.72, P <0.05; χ^2 =215.08, P <0.05).

Figura 10: fecundidad parental F0 (número de huevos) cuando hembras de *T. absoluta* fueron irradiadas como pupas y apareadas con machos no tratados.

Fertilidad de la F0



Se observó que con dosis menores o iguales a 75 Gy no se veía afectada la fertilidad y que a partir de los 100 Gy esta tendencia se revertía. Debido a esto se realizó el análisis estadístico en dos grupos de datos. Se confirmó lo observado para dosis hasta 75 Gy inclusive (Wald = 0.871, P >0.05; χ^2 = 0.864, P >0,05). A partir de los 100 Gy la tendencia se revirtió mostrando una disminución significativa de la fertilidad (Wald = 101.52, P <0.05; χ^2 =156.03, P <0,05).

Figura 11: fertilidad parental (número de larvas / número de huevos) cuando hembras de *T. absoluta* fueron irradiadas como pupas.

Dado que el apareamiento de cada pareja fue confirmado por inspección visual, las proporciones con valor cero para dosis de 130, 150 y 200 Gy son debido a que el macho no fertilizó los huevos. La longevidad de las hembras tratadas no fue afectada por las dosis de radiación aplicadas a las pupas (Wald = 2.80, P >0.05; χ^2 = 2.75, P >0.05).

A partir de la dosis de 100 Gy no se observó emergencia de insectos adultos. La proporción de sexos de la generación F1 fue modificándose a favor de machos a medida que aumentó la dosis de radiación gamma aplicada a las pupas (Wald = 663.69, P <0.05; χ^2 = 161.83, P <0.05).

DISCUSIÓN

Para inducir la esterilidad heredada en los lepidópteros, la selección de la dosis de radiación óptima es de vital importancia. La misma debe ser lo suficientemente alta para inducir esterilidad y a su vez evitar efectos secundarios como alteraciones fisiológicas y modificaciones en el comportamiento, tales como la disminución de la competitividad del macho, etc. (Bloem *et al.*, 2003). Un efecto deseable, aunque no siempre posible de generar con la dosis de radiación elegida, es la inducción de esterilidad temprana en las hembras (Carpenter, 2001).

En el presente trabajo, se evaluó el efecto de la irradiación de pupas de *Tuta absoluta* en un rango de dosis entre 50 y 300 Gy, observándose que la proporción de emergencia completa de insectos adultos disminuyó con el aumento de la dosis de radiación gamma independientemente del sexo del individuo irradiado. Estos resultados coinciden con los reportes de otros autores que irradiaron lepidópteros, como *Plutella xylostella* (L.) (Nguyen Thi Quang Hoa *et al.*, 2001), *Ectomyelois ceratoniae* (Zeller) (Dhouibi *et al.*, 2001) y *T. absoluta* (Groppo, 1996; Arthur, 2004; Cagnotti *et al.*, 2012), en rangos de dosis similares. Por otra parte, para la dosis máxima de 300 Gy, la emergencia de adultos de ambos sexos fue cercana a cero. Resultados similares fueron informados también para *T. absoluta* por Groppo (1996) y Arthur (2004). En el presente estudio, a partir de los 200 Gy comenzaron a manifestarse alteraciones morfológicas, en ambos sexos por igual, que comprometerían su capacidad de apareamiento, presentando alas y patas retorcidas. Se informaron resultados similares en *Pectinophora gossypiella* (Saunders) (Henneberry *et al.*, 1988) y en *Helicoverpa armigera* (Hübner) (Pransopon *et al.*, 2000). Sin embargo, en *T. absoluta* irradiada con rayos X, recién a partir de los 350 Gy se presentan alteraciones fenotípicas evidentes (Cagnotti *et al.*, 2012). La diferencia observada con rayos X con respecto a este trabajo, sugeriría posiblemente, una eficacia biológica relativa mayor para la radiación gamma.

A partir de los resultados obtenidos en el primer ensayo, se estableció para la realización de las experiencias, un intervalo de dosis entre 50 y 200 Gy en el cual no se detectó ningún tipo de alteración morfológica. Se fijó 200 Gy como dosis máxima para evaluar la esterilidad heredada en *T. absoluta*. Las características comunes de la esterilidad heredada en lepidópteros son, por una parte, que los machos y las hembras hijos de padres irradiados son más estériles que sus progenitores. Por otro lado, la progenie F1 es preponderantemente masculina (La Chance, 1985). Sin embargo para esta última característica hay excepciones en algunas especies de lepidópteros como por ejemplo *Cactoblastis cactorum* (Berg) (Carpenter, 2001).

En este trabajo se observó que las hembras de *T. absoluta* resultaron ser más radiosensibles que los machos cuando fueron irradiados en estado de pupa. Resultados similares fueron obtenidos en otras especies de lepidópteros (North, 1975; Bloem *et al.*, 1999). La capacidad de apareamiento de los machos de *T. absoluta* no se vio afectada, lo cual coincide con lo observado por otros autores en otras especies de polillas como por ejemplo, *Cryptophlebia leucotreta* (Meyrick) en el intervalo de dosis de 100-350 Gy (Bloem *et al.*, 2003), y *P. xylostella* y *C. cactorum* en el rango de dosis de 100-500 Gy, (Sutrisno *et al.*, 1993; Carpenter *et al.*, 2001).

Por otro lado, cuando se evaluó la descendencia del cruzamiento de machos provenientes de pupas expuestas a dosis crecientes de radiación con hembras no tratadas, se observó una disminución de la fecundidad, así como del número de larvas y de pupas por hembra. Estos datos coinciden con reportes presentados para diversos lepidópteros como *Plodia interpunctella* Guenée (Ashcraft *et al.*, 1972; Brower, 1979), *P. gossypiella* (La Chance *et al.*, 1973; North, 1975; Henneberry *et al.*, 1988; Qureshi *et al.* (1991), *Diatraea saccharalis* Fabricius (Sanford, 1976; 1977), *Ostrinia nubilalis* Hübner (Nabors *et al.*, 1981), *Cydia*

pomonella L. (Bloem et al., 1999; 2003; Carpenter et al., 2005; Blomefield et al., 2010), *Ephestia kuehniella* Zeller (Marec et al., 1999), *C. cactorum* (Carpenter et al., 2001), *Spodoptera litura* Fabricius (Seth et al., 2001), *Thaumototibia leucotreta* Meyrick (Bloem et al., 2003) y *H. armigera* (Pransopon et al., 2000).

Dado que la causa de la disminución de la fecundidad no puede ser explicada por la pérdida de la capacidad de apareamiento, podría ocurrir, como lo demostró North et al. (1971) en el caso de *Trichoplusia ni* (Hübner), que al aparear hembras salvajes con machos irradiados la disminución en esta variable se deba a una inadecuada transferencia de esperma o del líquido de las glándulas accesorias durante el apareamiento.

La fertilidad de los machos irradiados en estado de pupa madura (generación F0), no muestra diferencia con respecto a los controles, con dosis de 50 y 75 Gy, observándose una disminución significativa a partir de los 100 Gy. Resultados similares fueron obtenidos por Groppo (1996), Arthur (2004) y Cagnotti et al., (2012) también para *T. absoluta*.

La esterilidad de los machos provenientes de pupas irradiadas dentro del rango de dosis elegido, aumentó con el incremento de las dosis. Resultados similares fueron también reportados para *P. gossypiella* (Henneberry et al., 1988; Qureshi et al., 1991), para *P. xylostella* (Sutrisno et al., 1991) y *T. absoluta* (Groppo 1996; Arthur 2004; Cagnotti et al., 2012).

Por otra parte en los adultos emergidos de F1 y F2 se observó un sesgo a favor de los machos, independientemente de la dosis utilizada. Similares resultados se observaron en *P. xylostella* irradiadas con 200 Gy (Nguyen Thi Quang Hoa et al., 2001) y en *S. litura* con dosis subesterilizantes de 100 Gy y 130 Gy (Seth et al., 2001). Sin embargo, Cagnotti et al. (2012), en *T. absoluta* y Carpenter et al. (2001) en *C. cactorum* no observaron esta distorsión.

Para evaluar la radiosensibilidad de las pupas hembras de *T. absoluta*, los adultos fueron apareados con machos no tratados. Se observó la esterilidad completa con dosis de 110 Gy. Asimismo, las larvas descendientes de hembras irradiadas con 100 Gy no lograron alcanzar el estadio de pupas. Esto es consistente con Groppo (1996) y Arthur (2004), que también irradiaron pupas de edad avanzada de *T. absoluta* y encontraron que la esterilidad de las hembras se alcanzaba a los 100 Gy. Concerniente a otras especies de Gelechiidae como *P. gossypiella* y *Phthorimaea operculella* Zeller, la esterilidad total en hembras se alcanzó con 150 y 200 Gy, respectivamente (Henneberry et al., 1988; Makee et al., 2003).

Por otra parte Cagnotti et al., (2012) encontraron para *T. absoluta*, que la dosis de radiación X a la cual hembras irradiadas como pupas fueron completamente estériles, fue de 200 Gy, mientras las larvas descendientes de hembras irradiadas con 150 Gy no lograron alcanzar el estadio de pupas. Esta diferencia con respecto a los resultados con radiación con 60Co probablemente se deba a que las distintas fuentes de radiación poseen energías diferentes, pudiendo afectar la cromatina de manera distinta. Por otra parte, otros factores como la presencia de oxígeno, la tasa de dosis, la temperatura, el estadio de desarrollo, el estado nutricional, el estado de hidratación y otros factores, pueden ser los responsables de esta diferencia (Bakri et al., 2005).

En cuanto a la longevidad de los machos y hembras irradiados con distintas dosis en estado de pupas, no se obtuvieron diferencias con respecto a los controles. Similares resultados fueron obtenidos por Groppo (1996); Carpenter et al. (2001) y Cagnotti et al. (2012).

Teniendo en cuenta todas las variables estudiadas, se sugiere que las dosis de 120-130 Gy podría ser utilizada para inducir esterilidad heredada en machos de *T. absoluta*. Obteniéndose esterilizar completamente a las hembras y parcialmente a los machos.

CONCLUSIÓN

En síntesis, una estrategia para tener en cuenta dentro del manejo integrado de plagas para controlar poblaciones de *Tuta absoluta* sería la de liberar hembras completamente estériles y machos parcialmente estériles con una dosis óptima de radiación de 120-130 Gy. El presente trabajo contribuye con resultados experimentales inéditos para la posible aplicación de la esterilidad heredada en *T. absoluta*.

BIBLIOGRAFÍA

- Arthur V.** 2004. Use of gamma radiation to control three Lepidopteran pests in Brazil. Irradiation as a phytosanitary treatment of food and agricultural commodities. In: Proceeding sof the final research coordination meeting organized by the joint FAO/IAEA Division of Nuclear Techniques in Food and Agriculture, 2002, Vienna, Austria, pp 45–50.
- Ashcraft S.H., Tilton E.W., Brower J.** 1972. Inheritance of radiation-induced partial sterility in the Indian meal moth. *Journal of Economic Entomology* 65: 1265-1268.
- Bakri A., Mehta K., Lance D.R.** 2005. Sterilizing insects with ionizing radiation. In: Dyck VA, Hendrichs J, Robinson AS (eds.) *Sterile insect technique. Principles and practice in area-wide integrated pest management*. Springer, Dordrecht, pp 233–268.
- Bartlett A.C., Staten R.T.** 2003. The Sterile Insect Release Method and other generic control strategies.<http://ipmworld.umn.edu/chapters/bartlett.htm>
- Bloem S., Bloem K.A., Carpenter J.E., Calkins C.O.** 1999. Inherited sterility in codling moth (Lepidoptera: Tortricidae): effect of substerilizing doses of radiation on insect fecundity, fertility, and control. *Annals of the Entomological Society of America* 92: 222-229.
- Bloem S., Carpenter J.E., Hofmeyr J.H.** 2003. Radiation biology and inherited Sterility in false codling moth (Lepidoptera: Tortricidae). *J Econ Entomol* 96:1724–1731.
- Blomefield T.L., Bloem S., Carpenter J.E.** 2010. Effect of radiation on fecundity and fertility of codling moth *Cydia pomonella* (Linnaeus) (Lepidoptera: Tortricidae) from South Africa. *Journal of Applied Entomology* 134: 216-220.
- Botto E. N.** 2011. Reviewer's comments on New Pest Response Guidelines: *Tuta absoluta* from Dr. Eduardo Botto to Dr. Esther Spaltenstein on January 3, 2011.
- Brower J.H.** 1979. Substerilising irradiation of *Plodia interpunctella* males: Effects on three filial generations. *Annals of the Entomological Society of America* 72: 716-720.
- Cagnotti C.L., Viscarret M.M., Riquelme M.B., Botto E.N., Carabajal L.Z., Segura D.F. López S.N.** 2012. Effects of X-rays on *Tuta absoluta* for use in inherited sterility programmes. *J. Pest Sci.*: DOI 10.1007/s10340-10012-10455-10349.
- Campos R.G.** 1976. Control químico del “minador de hojas y tallos de la papa” (*Scrobipalpula absoluta* Meyrick) en el valle del Cañete. *Rev Per Entomol* 19:102–106.
- Carpenter J.E., Young J.R., Sparks A.N, Cromroy H.L, Chowdhury M.A.** 1987. Corn earworn (Lepidoptera: Noctuidae): effects of substerilizing doses of radiation and inherited sterility on reproduction. *J. Econ. Entomol.* 80:483–489.
- Carpenter J.E., Bloem S., Bloem K.A.** 2001. Inherited sterility in *Cactoblastis cactorum* (Lepidoptera: Pyralidae). *Fla Entomol* 84:537–542.
- Desneux N., Decourtey A., Delpuech J.M.** 2007. The sublethal effects of pesticides on beneficial arthropods. *Annu Rev Entomol* 52:81–106.
- Desneux N., Wajnberg E., Wyckhuys K.A.G., Burgio G., Arpaia S., Narvaez-Vasquez C.A., Gonzalez-Cabrera J., Catalan Ruescas D., Tabone E., Frandon J., Pizzol J., Poncet C., Cabello T., Urbaneja A.** 2010. Biological invasion of European tomato crops by *Tuta absoluta*: ecology, geographic expansion and prospects for biological control. *J Pest Sci* 83:197–215.

- Desneux N., Luna M.G., Guillemaud T., Urbaneja A. 2011.** The invasive South American tomato pinworm, *Tuta absoluta*, continues to spread in Afro-Eurasia and beyond: the new threat to tomato world production. *J Pest Sci* 84:403–408.
- Dhouibi M.H., Abderahmane C.T. 2001.** The effect of substerilizing doses of gamma radiation on the pupae of the carob moth *Ectomyelois ceratoniae* (Lepidoptera: Pyralidae). In: Proceedings of the symposium evaluation of population, suppression by irradiated Lepidoptera and their progeny. FAO/IAEA Final Research Coordination Meeting, 28–30 May 1998. Penang, Malaysia, IAEA-D4- RC-561, pp 43–48.
- Ferrara F.A.A., Vilela E.F., Jham G.N., Eiras A.E., Picanco M.C., Attygale A.B., Meinwald J. 2001.** Evaluation of the synthetic major component of the sex pheromone of *Tuta absoluta* (Meyrick) (Lepidoptera: Gelechiidae). *Journal of Chemical Ecology* 27(5):907-917.
- García M. F., Espul J. C. 1982.** Bioecología de la polilla del tomate (*Scrobipalpula absoluta*) en Mendoza, República Argentina. *Revista de Investigaciones Agropecuarias* 17(2):135-146.
- Groppa A.G. 1996.** Efeitos da Radiação Gama nas Diferentes Fases do Ciclo Evolutivo da Traça do Tomateiro *Tuta absoluta* Meyrick, 1917 (Lep. Gelechiidae) Tese Doutorado, Piracicaba, Cent. Energ. Nucl. naAgric., Cena/ Usp, 69 pp.
- Henneberry T.J., Clayton T.E. 1988.** Effects of gamma radiation on pink bollworm (Lepidoptera: Gelechiidae) pupae: adult emergence, reproduction, mating, and longevity of emerged adult sand their F1 progeny. *J Econ Entomol* 81:322–326.
- LaChance L.E. 1985.** Genetic methods for the control of the Lepidoptera species: status and potential. U. S. Department of Agriculture, Washington, DC.
- Landgren O., Kyle R. A., Hoppin J. A., Beane Freeman L. E., Cerhan J. R. Katzmann JA, Rajkumar S. V., Alavanja M. C. 2009.** Pesticides exposure and risk of monoclonal gammopathy of undetermined significance in the agricultural Health study. *Blood* 113: 6386-6391.
- Lietti M.M.M., Botto E., Alzogaray R.A. 2005.** Insecticide resistance in Argentine populations of *Tuta absoluta* (Meyrick) (Lepidoptera: Gelechiidae). *Neotropical Entomology* 34: 113-119.
- Makee H., Saour G. 2003.** Non inherited sterility in irradiated *Pthorimaea operculella* females. *J. Appl. Entomol.* 127:489–493.
- Mallea A.R., Macola G.S., Garcia S.J.G., Bahamondes L.A., Suarez J.H. 1972.** Nicotiana tabacum var. virginica, a new host of *Scrobipalpula absoluta*. *Revista de la Facultad de Ciencias Agrarias, Universidad Nacional de Cuyo* 18, 13–15 (in Spanish).
- Marec F., Kollarova I., Pavelka J. 1999.** Radiation-induced inherited sterility combined with a genetic sexing system in *Ephestia kuehniella* (Lepidoptera: Pyralidae). *Ann Entomol Soc Am* 92:250–259.
- Metcalf R. L., Luckman W.H. 1994.** Introducción al manejo de plagas de insectos. Editorial Limusa. 710 pp.
- Nabors R.A., Pless C.D. 1981.** Inherited sterility induced by Gamma radiation in a laboratory population of the European corn borer. *Journal of Economic Entomology* 74: 701-702.
- Nguyen Thi Q.H., Nguyen Thanh T.T. 2001.** Radiation-induced F1 sterility in *Plutella xylostella* (Lepidoptera: Plutellidae): potential for population suppression in the field. *Fla Entomol* 84:199–208.
- North D.T., Holt G.G. 1971.** Radiation studies of sperm transfer in relation to competitiveness and oviposition in the cabbage cooper and corn worm, pp 99–111. In: Proceedings of the symposium application of induced sterility for control of lepidoptera populations. FAO/IAEA, Viena, 1970.
- North D.T. 1975.** Inherited sterility in Lepidoptera. *Annu Rev Entomol* 20:167–182.

- Pransopon P., Sutantawong M., Hormchan P., Wongpiyasatid A. 2000.** Effects of Gamma Radiation on Mature Pupae of the Cotton Bollworm, *Helicoverpa armigera* (Hübner) and Their F1 Progeny. *Kasetsart J. (Nat. Sci.)* 34: 401-407.
- Proverbs M.D., Newton J.R., Logan D.M. 1978.** Suppression of codling moth, *Laspeyresia pomonella* (Lepidoptera: Olethreutidae), by release of sterile and partially sterile moths. *Can Entomol* 110:1095–1102.
- Qureshi Z.A., Ahmed N., Hussain T. 1991.** Rearing and gamma radiation effects on mature pupae of pink bollworm and their F1 progeny, pp. 57–71. In Proc. Radiation Induced F1 Sterility in Lepidoptera for Area Wide Control, Phoenix, Arizona.
- Sanford J.W. 1976.** Inherited sterility in progeny of irradiated male sugar cane borers. *Journal of Economic Entomology* 69: 456-458.
- Sanford J.W. 1977.** Sugarcane borers: Effects of substerilising doses of gamma irradiation on males irradiated as pupae or adults. *Journal of Economic Entomology* 70: 104-106.
- Seth R.K., Sharma V.P. 2001.** Inherited sterility by substerilizing radiation in *Spodoptera litura* (Lepidoptera: Noctuidae): Bioefficacy and potential for pest suppression. *Florida Entomologist* 84: 183-193.
- Siqueira H.A.A., Guedes R. N. C., Picanço M. C. 2000a.** Insecticide resistance in populations of *Tuta absoluta* (Lepidoptera: Gelechiidae). *Agricultural and Forest Entomology* 2(2):147-153.
- Siqueira H.A.A., Guedes R.N.C., Picanço M.C. 2000b.** Cartap resistance and synergism in populations of *Tuta absoluta* (Lep.,Gelechiidae). *Journal of Applied Entomology* 124:233-238.
- Sutrisno S., Hoedaya M.S., Sutardi D., Rahayu A. 1993.** Radiation induced F1 sterility in diamond.back moth, *Plutella xylostella* (L.), and tropical armyworm, *Spodoptera lituria* F. In: Proceeding sof the symposium Radiation induced F1 sterility in Lepidoptera for area wide control. FAO/IAEA, 9–13 September1991, Arizona, pp 23–36.
- Torres, J.B., Faria C. A., Evangelista W. S., Pratirossi D. 2001.** Within plant distribution of leaf miner *Tuta absoluta* (Meyrick) immatures in processing tomatoes, with notes on plant phenology. *International Journal of Pest Management* 47(3):173-178.
- Tothova A., Marec F. 2001.** Chromosomal principle of radiation induced F1 sterility in *Ephestia kuehniella* (Lepidoptera: Pyralidae). *Genome* 44:172–184.
- Vargas H. 1970.** Observaciones sobre la biología y enemigos naturales de la polilla del tomate (*Gnorimoschema absoluta*) (Meyrick). (Lep. Gelechiidae). *Revista IDESIA*. Departamento de Agricultura, Universidad del Norte-Arica. Agosto, Nº1. 75-110 p.
- Weisenburger D.D. 1993.** Human health: effects of agrichemicals use. *Hum. Pathol.* 24:571–576.

CFD Modeling of the Moderator Tank of a PHWR Nuclear Power Plant

Ramajo, D.; Corzo, S.; Schiliuk, N.; Lazarte, A.I. and Nigro, N.

CFD MODELING OF THE MODERATOR TANK OF A PHWR NUCLEAR POWER PLANT

**Damian Ramajo^a, Santiago Corzo^{a,b}, Nicolas Schiliuk^a, Alejandro Lazarte^b and
Norberto Nigro^a**

^a*Research center for Computational Methods CIMEC-UNL-CONICET, Colectora ruta 168, paraje
el pozo (3000) Santa Fe, Argentina, dramajo@santafe-conicet.gov.ar*

^b*Nuclear Regulatory Authority ARN, Av. Libertador 8250 (C1429BNP) Buenos Aires, Argentina,
alazarte@arn.gob.ar*

Keywords: thermo-hydraulic flow, moderator tank, PHWR

Abstract. A steady state CFD simulation of the moderator tank of Atucha II Nuclear Power Plant (a Pressurized Heavy Water Reactor PHWR) was performed. Three-dimensional (3D) detailed modeling of the tank was achieved including inlet and outlet ring-shaped distributors, the coolant channel (CC) tubes and the control and safety rod guide tubes. Two heat sources were taken into account: the conduction/convection from the coolant channels' fluid and the heat transfer by thermal neutron moderation. For the former, suitable boundary conditions (wall temperature) at the CC tube walls were arisen from 2D estimation of the conduction/convection heat through the coolant walls. The coolant temperature profile along each CC (obtained from a previous 1/3D model) along with correlations for the in-channel side convective coefficient were considered. The effective conduction coefficient was estimated by fitting the overall expected transfer power. For the latter, a homogeneous source was implemented.

Simulations allowed a thorough understanding of the complex flow and the heat transfer phenomena, while acquiring useful information about the temperature distribution in the moderator. The most relevant conclusion is that the power transferred from the CCs to the moderator does not show linear dependence on the fission power but on the coolant temperature, which is very similar for all CCs. These results become of prime importance when defining more accurate boundary conditions for modeling the in-channel flow with a previously developed, in-house, 1/3D multidimensional model of the reactor pressure vessel (RPV). The 3D model developed is the starting point to carry on unsteady simulations in the moderator tank, such as reactor Safety Control Rod Axe Man (SCRAM), heat removal during a primary pump shut down or boron distribution during a fast shut down injection.

1. INTRODUCTION

The Nuclear Power Plant (NPP) Atucha II (CNA II) is a pressurized heavy water reactor (PHWR) with a projected total thermal power of 2160 MWt and electric power of 745 MWe. At the moment this simulation was performed, CNAII has achieved criticality.

The reactor of CNA II has a primary circuit transporting the coolant (heavy water D₂O) which is in direct contact with the fuel rod cladding. This circuit is composed by two loops that transport the heat from the core to two steam generators, whereheat is exchanged to the secondary circuit (light water, H₂O).CNA II employs a fuel composed ofnatural uranium. Then, D₂O is also used for moderation purposes. The moderator is pumped into the moderator tank through four loops. In these loops, heat generated by thermal moderation and the heat loses from the coolant channel (CC) walls is extracted and used for pre heating the water of the secondary circuit.

The core has a vertical configuration housing 451 CC in the moderator tank. TheCCs's purpose is to remove heat generated by fission by means of a pressurized coolant flow.Each fuel bundle is composed of 37 fuel rods with 5.3 m of active length. Natural Uranium and Deuterium (heavy water) have been chosen as fuel and coolant, respectively. Also, moderation is accomplished by heavy water found in the moderator tank but, in this case, outside the CCs

The coolant circuit inside the RPVcan be divided into two main reservoirs, the downcomer and lower plenum and the upper plenum, both connected through the CCs. There exists also a bypass which transports less than 3% of the total flow. The coolant enters the RPV through two cold legs and goes down towards the lower plenum through the annular downcomerbetween the pressure vessel and the moderator tank walls. [Figure 1](#) shows a cross section view combining two cutting planes to visualize one hot leg and one cold leg of the RPV. After getting the lower plenum, the coolant flows through the CCs removing heat from cladding.Finally, the coolant leaves the RPV through two hot legs connected to the upper plenum.

The moderator tank is locatedin the central part of the RPV, housing the active length of the CCsas shown in [Figure 1](#). The moderator enters the tank through four verticalducts which are connected to a ring-shaped distributor placed at the bottom side of the tank. It thenexits through a series of small orifices, which are placed along the ring's circumferenceso that a homogeneous flow distribution is encouraged.

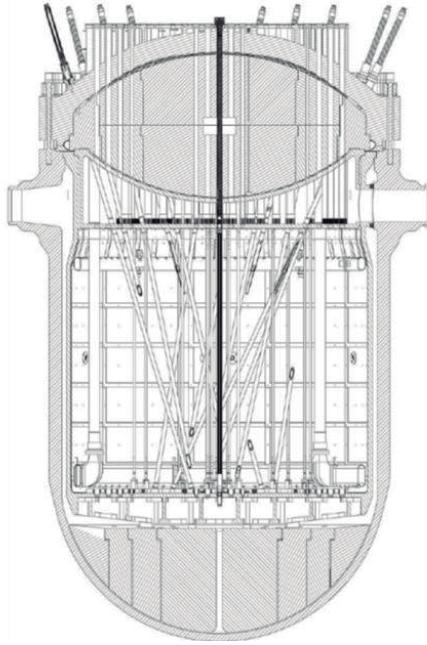


Figure 1: cross sectional cuts of the RPV.

The moderator flows upwards through the tank, covering completely the CCs outer walls. Finally, it is collected through a ring placed at the top side of the tank from where it can then leave the RPV.

The moderator mass flow rate under nominal conditions is expected to be 880 kg/s and the inlet and outlet temperatures are expected to be 140°C and 194°C respectively. On the other hand, the coolant inlet and outlet temperatures are expected to be 277°C and 314°C respectively. Due to the fact that the coolant has a higher temperature than the moderator, heat will be transferred through the CC walls.

The moderator is connected to the main coolant through a set of small orifices, which are found between the top of the moderator tank and the upper plenum for pressure equalization. Thus, both fluids are at a similar pressure.

The moderator heats up by means of convection from the primary coolant and by neutron moderation. The heat transferred by convection from the CCs and the heat generated by neutron absorption are approximately %5.2 and %5 of the total NPP thermal power.

In this work, a full 3-dimensional model of the moderator tank of CNA II is developed. Transient single-phase non isothermal flow is solved by taking into account the fission heat transfer from the CC walls and the heat generated by neutron moderation under steady state normal conditions. These results will be useful at introducing more accurate boundary conditions to an in-house 1/3D model of the RPV ([Ramajo et al., 2013](#)). The present work corresponds to a preliminary estimation of moderator temperatures and velocities in the moderator tank during steady state normal conditions.

2. COMPUTATIONAL MODEL

[Figure 2](#) shows the geometry of the moderator tank. For clarity, the 451 CCs were not included in the figure. The inlet ring distributor placed at the bottom of the tank is divided

into 4 quadrants. Each quadrant has 18 orifices on its upper surface. The diameter of these orifices ranges from 45 to 52 mm. The fluid entering each quadrant from one of the four inlet ducts is restricted from flowing around one quadrant of the ring.

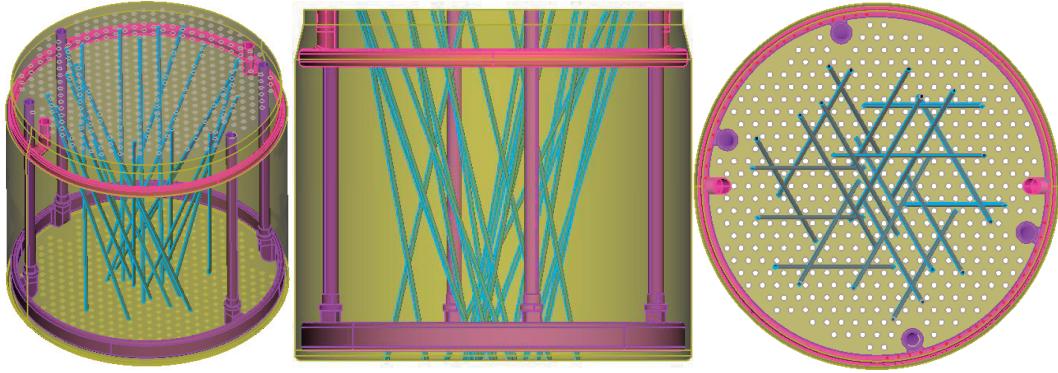


Figure 2: views of the moderator tank geometry.

The collector outlet is placed at the upper side of the tank. In this case, the ring is divided into 2 isolated parts, each one connected to one outlet duct. The outlet ring has 88 orifices which are non-equidistant to each other, having an average diameter of 45.18 mm. In order to reduce the amount of mesh elements, the flow inside the ducts and the rings was not solved and the total inlet mass flow was homogeneously divided throughout all orifices. Moreover, the lances for boron injection of the shutdown system were not included in the computational model.

[Figure 3](#) shows views of the volume and surface mesh around the distributor ring. The moderator tank houses several rod bars corresponding to the control and shut down system. All these bars cross the tank at close proximity to the CCs with inclination angles ranging from 20° to 25°.

The computational model was discretized using ANSA® 13.1 package. Especial refinement was done in those regions where the control rods were closer to the CCs. The flow inside of the inlet and outlet ducts and the distributor and collector rings was not solved. 26.845.085 tetrahedrons were required for the whole domain. The maximum aspect ratio was 7 and the average and the maximum non-orthogonality were 15.9 and 60.4 respectively. The maximum skewness was 0.7. Due to the complex geometry of the model the mesh convergence analysis was unable to be performed. On the one hand, the implementation of meshes which are coarser than the currently used, result in poor definition of the geometry. On the other hand, refined meshes were far more difficult to be solved with the available computational resources.

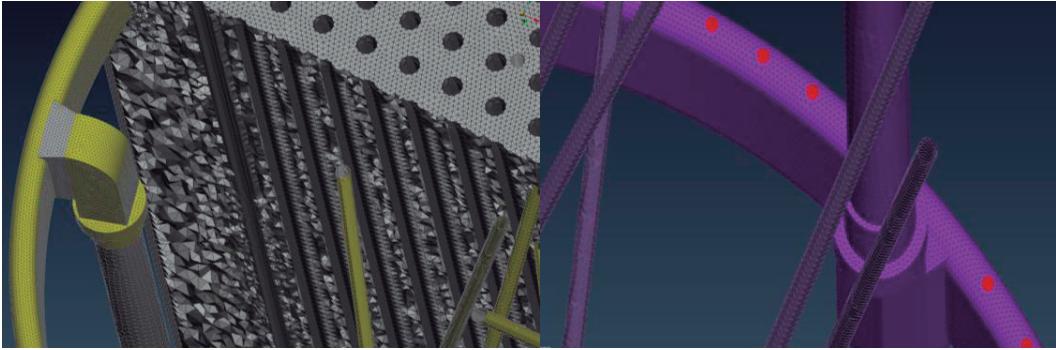


Figure 3: views of the inlet distributor and the outlet collector of the moderator tank.

Because of the non-homogeneous neutron distribution along the core, the mass flow rate of the CCs must be defined in order to remove the different fission power of the CCs. In this sense, the core was divided into five hydraulic zones (HZ), where the CCs of one HZ should have approximately the same mass flow rate. This is obtained by introducing an inlet flow restrictor at the bottom end of the CC. The 451 CCs were grouped following the real HZ division, thus imposing different boundary conditions for the heat transfer from the coolant to the moderator. [Figure 4](#) shows the HZ map and the corresponding computational model.

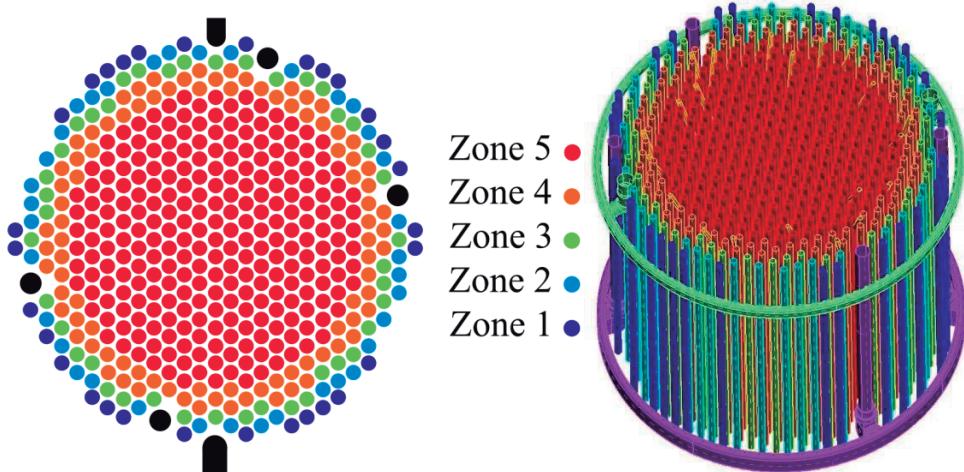


Figure 4: Hydraulic zones distribution

The nominal mass flow rate of moderator was imposed at the patches which represent the orifices of the distributor ring. In addition to that, outlet static pressure boundary condition was set for the patches which represent the orifices of the collector ring. Regarding the thermal equation, axial temperature profiles (constant in time) were imposed at the CC walls to take into account the convective heat transfer from the coolant to the moderator.

3. GOVERNING EQUATIONS

Simulations were carried out using the open source toolbox OpenFOAM[®] (Open Field Operation and Manipulation) [[OpenFOAM](#)]. The OpenFOAM Toolbox is a free, open

source CFD software package, released under the GNU General Public License. OpenFOAM has parallel computing capabilities, which provide the opportunity to simulate engineering problems such as the one considered in this work.

The continuity and momentum equations were coupled with the thermal equation by including buoyancy effects with the Boussinesq approximation. These set of equations were solved using the *bouyantBoussinesqPimpleFoam* solver from the OpenFOAM toolbox version 2.2.x. This solver is a transient solver for buoyant, turbulent and incompressible flow. This solver has been widely employed for natural convection problems and it has been used by the authors to simulate natural convection flow in a cubic cavity among others academic geometries. Results are in agreement with experimental data and numerical simulations (carried out with Fluent® for other authors) reported in open literature for a wide range of Rayleigh numbers. More details about this can be found in corzo et al. (2011).

The constant-density filtered continuity equation takes the following form:

$$\frac{\partial \bar{u}_j}{\partial x_j} = 0 \quad (1)$$

Although the continuity equation is presented, the solver does not actually calculate it; instead, a pressure Poisson equation that enforces continuity is solved. The momentum equation can be written as:

$$\frac{\partial \bar{u}_i}{\partial t} + \frac{\partial (\bar{u}_j \bar{u}_i)}{\partial x_j} = - \frac{\partial}{\partial x_i} \left(\frac{\bar{p}}{\rho_0} \right) + \frac{1}{\rho_0} \frac{\partial}{\partial x_j} (\tau_{ij} \tau_{tij}) + \frac{\rho}{\rho_0} g_i \quad (2)$$

where g_i is the gravity acceleration, τ_{tij} is the turbulent stress tensor, and τ_{ij} is the stress tensor due to molecular viscosity given by the following expression

$$\tau_{ij} = \mu \left[\left(\frac{\partial \bar{u}_i}{\partial x_j} + \frac{\partial \bar{u}_j}{\partial x_i} \right) - \frac{2}{3} \left(\frac{\partial \bar{u}_k}{\partial x_k} \right) \delta_{ij} \right] \quad (3)$$

where μ is the molecular viscosity and δ_{ij} is the dyadic tensor. Rewriting leads to:

$$\frac{\partial \bar{u}_i}{\partial t} + \frac{\partial (\bar{u}_j \bar{u}_i)}{\partial x_j} = - \frac{\partial}{\partial x_i} \left(\frac{\bar{p}}{\rho_0} + \frac{2}{3} k \right) + \frac{\partial}{\partial x_j} \left\{ v_0 \left[\left(\frac{\partial \bar{u}_i}{\partial x_j} + \frac{\partial \bar{u}_j}{\partial x_i} \right) - \frac{2}{3} \left(\frac{\partial \bar{u}_k}{\partial x_k} \right) \delta_{ij} \right] - R_{ij}^D \right\} + g_i \left(1 + \frac{\bar{p} - \rho_0}{\rho_0} \right) \quad (4)$$

The last term in the right hand side of Eq. 4 is the buoyant term, which in this work is computed for the solver by applying the Boussinesq approximation. Under the sub-grid scale hypothesis and using Boussinesq approach, Eq. 4 can be rewritten as:

$$\frac{\partial \bar{u}_i}{\partial t} + \frac{\partial (\bar{u}_j \bar{u}_i)}{\partial x_j} - \frac{\partial}{\partial x_j} \left\{ v_{eff} \left[\left(\frac{\partial \bar{u}_i}{\partial x_j} + \frac{\partial \bar{u}_j}{\partial x_i} \right) - \frac{2}{3} \left(\frac{\partial \bar{u}_k}{\partial x_k} \right) \delta_{ij} \right] \right\} = - \frac{\partial \bar{p}}{\partial x_i} + g_i [1 - \beta(\bar{T} - T_0)] \quad (5)$$

where v_{eff} is the effective kinematic viscosity and β is the coefficient of thermal expansion. In this work, an average constant coefficient for β was estimated as:

$$\beta = \frac{1}{V} \frac{\partial V}{\partial T} = \rho \frac{\partial}{\partial T} \left(\frac{1}{\rho} \right) \rightarrow \bar{\beta} = \bar{\rho} \frac{\Delta \left(\frac{1}{\rho} \right)}{\Delta T} = \left(\frac{\rho_1 + \rho_0}{2} \right) \frac{\frac{1}{\rho_1} - \frac{1}{\rho_0}}{T_1 - T_0} \quad (6)$$

As regards to the dynamic and thermal properties of HW, suitable polynomial functions with pressure and temperature as independent variables were implemented. The polynomials were constructed using fit tools from OCTAVE® package based on the RELAP5® database for heavy water at a pressure of 115bar and a temperature range from 130 to 200°C:

$$\rho(p, T) = 203.3 - 1.977 \times 10^{-5} p + 4.725 T + 3.455 \times 10^{-13} p^2 + 2.359 \times 10^{-8} p T - 0.006273 T^2 [kg m^{-3}] \quad (7)$$

$$\mu(p, T) = 0.001079 - 1.128 \times 10^{-25} p - 2.987 \times 10^{-6} T - 4.415 \times 10^{-33} p^2 + 3.836 \times 10^{-28} p T + 2.231 \times 10^{-9} T^2 [Pa s] \quad (8)$$

$$C_p(p, T) = 26350 + 1.871 \times 10^{-4} p - 95.85 T + 4.248 \times 10^{-14} p^2 - 3.988 \times 10^{-7} p T + 0.1039 T^2 [J kg^{-1} C^{-1}] \quad (9)$$

The energy balance is solved in terms of the temperature equation as:

$$\frac{\partial \bar{T}}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x_j} (\bar{T} \bar{u}_j) = \frac{\partial}{\partial x_k} \left(\alpha_{eff} \frac{\partial \bar{T}}{\partial x_k} \right) + S_E \quad (10)$$

where S_E is a volume source term and α_{eff} is the effective thermal diffusivity which accounts for the molecular and turbulent thermal diffusion:

$$\alpha_{eff} = \frac{\nu_0}{Pr} + \frac{\nu_t}{Pr_t} \quad (11)$$

In Eq. 11 $Pr = Cp\mu_0/k$ is the Prandtl number and $Pr_t = Cp\mu_t/k_t$ is the turbulent Prandtl number which was assumed to have a constant value of 0.7.

The turbulent closure equation was obtained from Large Eddy Simulation (LES). The Smagorinsky model was employed.

The PIMPLE (hybrid PISO-SIMPLE) method was used for pressure-velocity coupling. A maximum of 6 outer iterations were imposed for PISO loop.

The convergence criterion of linear solvers was 5×10^{-5} . For energy equation a Preconditioned Biconjugate Gradient (PBICG) was used and around 17 iterations were required to meet the convergence criteria. Regarding the linear pressure equation, a Generalized Geometric-Algebraic Multi-Grid (GAMG) was chosen with a maximum of 4 iterations to reach convergence.

The set of governing equations were solved using distributed parallel computing in a Beowulf cluster using a total of 20 cores from 4 multicore XeonW3690 3.47 GHz (1 x 6 cores), 16 GbRAM. Transient simulations were performed with adjustable time step keeping the maximum Courant Number below 5.

The temperature profile corresponding to each HZ was obtained by taking the average axial profiles for all CCs within each HZ. Heat transfer was estimated by considering the convective heat transfer between the coolant and the inner side wall of the CCs, the conduction along the CCs, the convective/conductive heat along the D₂O gap between the CCs and the foiling, the conduction along the foiling thickness and finally, the convective

transfer between the foiling walls and the moderator. This preliminary estimation has to be corrected in order to obtain the expected moderator temperature at the outlet.

For cylindrical geometry, all the mentioned types of heat transfer can be summed up to give an effective heat transfer conductivity as:

$$k_{eff} = \frac{\pi}{\frac{1}{h_{in} d_1} + \frac{\ln \frac{d_2}{d_1}}{2\lambda_z} + \frac{\ln \frac{d_3}{d_2}}{2\lambda_a} + \frac{\ln \frac{d_4}{d_3}}{2\lambda_z} + \frac{1}{h_{out} d_4}} \quad (12)$$

where h_{in} is the convective coefficient between the coolant and the inner walls of the CCs, h_{out} is the convective coefficient between the foiling and the moderator, λ_z is the zircaloy conduction coefficient ($\lambda_z = 13.6 \text{ W/mk}$) and λ_a is an effective heat transfer coefficient for the D_2O gap ($\lambda_a = 2.44 \text{ W/mk}$) for a moderator average temperature of 170°C .

The diameters d_1 and d_2 , are the inner and outer diameters of the CCs and d_3 and d_4 are the inner and outer diameters of the foiling sheet respectively.

The left hand side of Figure 5 shows a sketch of the temperature profile between the coolant and the moderator.

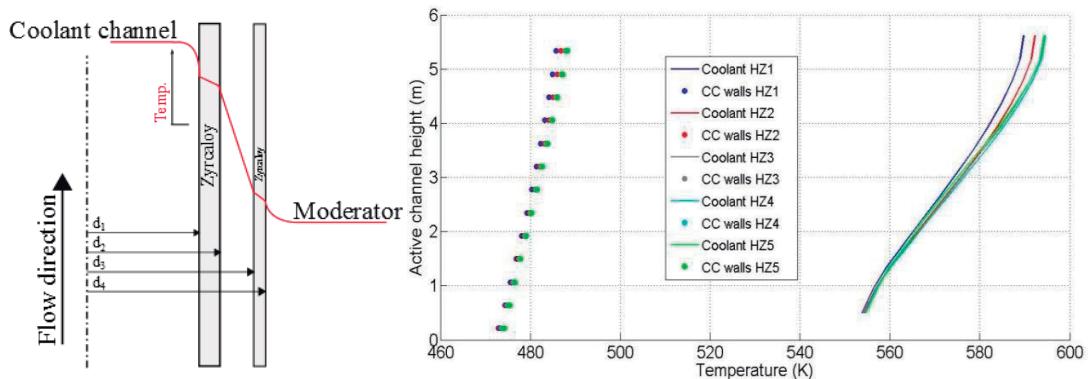


Figure 5: Left: Radial heat transfer model. Right: Temperature profiles for the coolant and the CC walls for the five HZs

The convection coefficient h_{in} was estimated using the following equation:

$$h_{in} = \frac{Nu \lambda_{cc}}{D_H} \quad (13)$$

where λ_{cc} is the conduction coefficient for coolant D_2O ($\lambda_{cc} = 0.4855 \text{ W/mk}$ for the coolant average temperature of 295°C), D_H is the hydraulic diameter of the CC ($D_H = 9.48 \times 10^{-3} \text{ m}$) and Nu is the Nusselt number estimated for single-phase internal turbulent flow using the Dittus-Boelter equation:

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^n \text{ for } Re > 10000, 0.6 > Pr > 160 \text{ and } l/D_H > 10 \quad (14)$$

In Eq. (14) n was assumed to have a constant value of 0.4, Re and Pr are the Reynolds and the Prandtl numbers, which are calculated for each HZ as:

$$Re = \frac{\rho U D_H}{\mu} \quad \text{and} \quad Pr = \frac{C_p \mu}{\lambda_{cc}} \quad (15)$$

In Eq. (15) the dynamic properties for D₂O are locally estimated from Eq. (7), (8) and (9). Regarding the heat transfer across the D₂O gap, the pure heat conductivity is increased by convection motion giving an apparent heat conductivity λ_a which can be related with the Grashof (Gr) and Prandtl numbers for vertical flat plates:

$$\frac{\lambda_a}{\lambda_{gap}} = 1 + \frac{0.119(GrPr)^{1.27}}{GrPr + 1.45 \times 10^4} \text{ with } Gr = \frac{\rho l^3 \beta (T_w - T_\infty)}{\mu k} \quad (16)$$

where λ_{gap} is the heat conduction of the moderator in the gap (for simplicity λ_{gap} is assumed to have a value equal to λ_{cc}), l is the CC length ($l = 6.122$ m), T_w is the surface temperature and T_∞ is the bulk temperature. A unique value for all HZs was employed due to the fact that the temperature difference between the coolant and moderator is nearly the same. Therefore, λ_a was assumed to be 2.44 W/mk.

Finally, the convection heat transfer from the outer of the foiling walls to the moderator was estimated as:

$$h_{out} = K_T (GrPr)^{1/3} \frac{\lambda_{cc}}{D_H} \quad (17)$$

where K_T is the heat transfer coefficient which was assumed to have a value of 0.13. Once the effective heat transfer conductivity k_{eff} is estimated with Eq. (12), the total heat loss is calculated as:

$$\dot{Q}_{tot} = \sum_{i=1}^5 \dot{Q}_i = k_{eff,i} l (T_i - T_{mod}) \quad (18)$$

In Eq. (18), T_i is the temperature vector along the HZ i . T_{mod} is a characteristic moderator temperature (it was assumed to have a value of 194 °C). The calculation of Eq. (18) leads to a total loss equal to 4.8% of the total fission power, which is closer than the expected from design. This preliminary verification can be taken as an assessment of the calculus methodology of k_{eff} . Then, the temperature of the foiling outer wall (the boundary condition for the CFD model) can be estimated as:

$$T_{i_w} = T_i - \frac{\dot{Q}_i}{k'_{eff,i}} \quad (19)$$

where $k'_{eff,i}$ is the effective heat transfer conductivity without considering the term concerning the outer convective heat transfer (last term in the denominator in Eq. 12).

The foiling outer wall temperature profile for each HZ is shown in the right hand side of Figure 5. Note that far from the expected, the estimated profiles are similar for all HZs despite the different fission power release. It must be remembered that this preliminary estimation was obtained from the coolant temperature profiles previously calculated with our 1D code (Ramajo et al., 2013) by considering that each CC transfers 5% of its fission power to the moderator. The total heat transfer from the CCs to the moderator is close to 5 % of the full power. From the present estimations the transferred heat is similar for all CCs of the five HZs indicating that abovementioned heat might not be proportional to the fission power. In order to better estimate the coolant temperature profile, this assumption shall be replaced by a heat flux distribution approach obtained from the present model. Therefore, it should be expected that the coolant temperature in central HZs would become higher than the currently obtained under the assumption of losses are proportional to the

fission heat release. Also, it should be noted that the moderator heat-up caused by neutron moderation was implemented by means of a homogeneous volumetric source.

4. RESULTS AND DISCUSSION

Results were visualized with ParaView[®]. Figure 6 shows the velocity magnitude of the inlet jets (for clarity only half of the total inlets are shown). The jets follow a vertical trajectory from the distributor to the collector, close to the tank wall. The maximum jet velocity is around 6 m/s but it reduces to around 2 m/s once the flow leaves the orifices and it reduces around 1 m/s as the flow approaches the top of the tank.

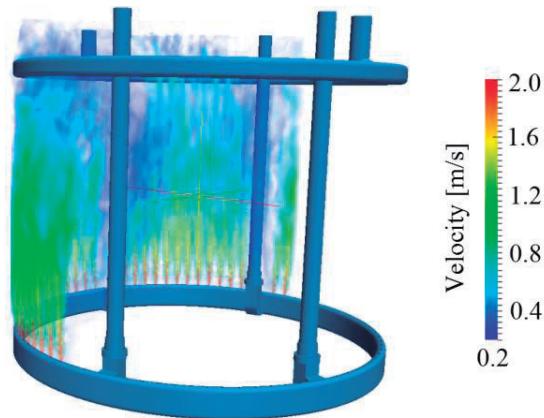


Figure 6: Velocity magnitude of the inlet jets leaving.

The vertical velocity is displayed in Figure 7 over horizontal planes cutting the moderator tank. It can be seen that the flow is directed upwards close to the moderator tank walls and downwards at the center. Forced flow caused by the jet inlets dominates over natural convection.

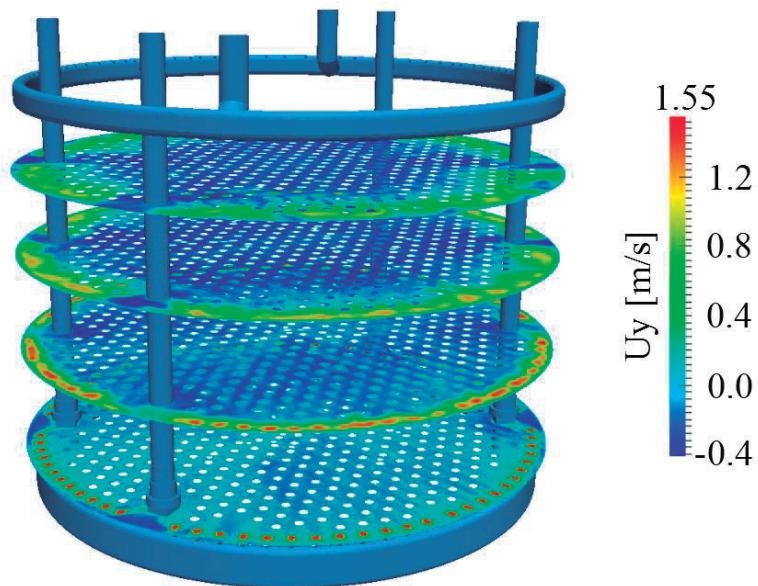


Figure 7: Vertical velocity over horizontal planes cutting the moderator tank.

In Figure 8, temperature is visualized over four horizontal planes cutting the moderator tank. The temperature stratification caused by the poor mixing between the central and peripheral zones of the tank can be observed in this figure.

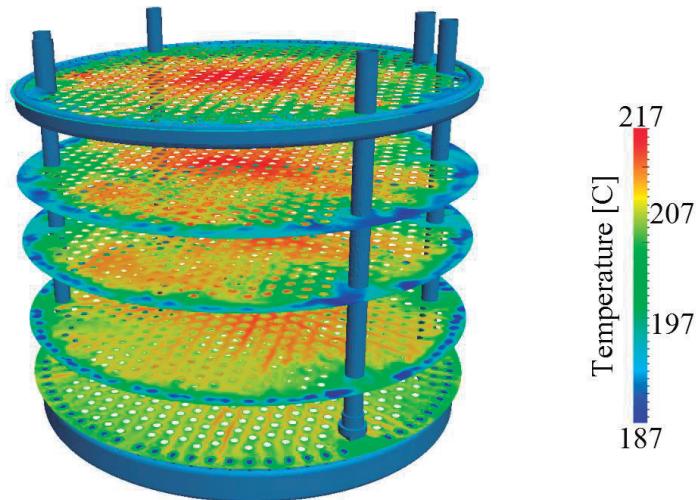


Figure 8: Temperature of the moderator over four horizontal planes cutting the tank.

The temperature pattern over a vertical plane cutting the moderator tank is shown in Figure 9. Temperature difference becomes greater than 50°C from the central to the

periphery of the tank. It can be observed the scarcely influence of the inlet jets over the temperature pattern. The inlet jet close to the orifices can be observed in detail in [Figure 9](#). The inlet fluid enters at 140°C. Surrounding the orifices, a faster temperature increment is observed. Then, the cooler jets continue rising toward the collector without suffer noticeable temperature increments.

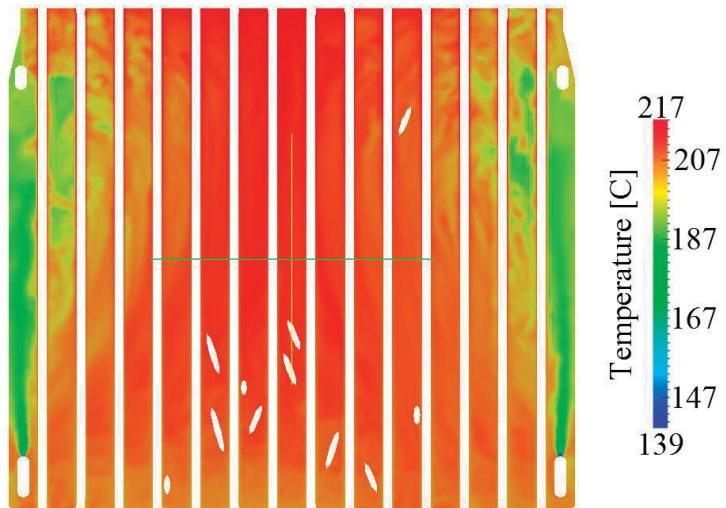


Figure 9: Temperature of the fluid over a vertical plane cutting the moderator tank.

5. CONCLUSIONS

In this work a computational simulation of the thermal-hydraulic flow inside the moderator tank of Atucha II NPP was carried out using OpenFoam. Results allowed to understand the dominant effect of the inlet distributor over the natural convection on the global flow distribution. For the given boundary conditions, forced flow caused by the inlet jets dominates over natural convection. The heat flux from the coolant channels to the moderator was estimated based on previous temperature simulations of the coolant circuit. These simulations indicated that the heat losses are similar for all the hydraulic zones, despite the fact that fission power is almost three times higher for the central zone. Thermal stratification was evidenced, mainly caused by the low mixing induced by the inlet jets.

GLOSSARY

- NPP: Nuclear Power Plant.
- CNA: Nuclear Power Plant Atucha.
- PHWR: Pressurized Heavy Water Reactor.
- PWR: Pressurized Water Reactor.
- 0D: zero-dimensional.

1D:	one-dimensional.
3D:	three-dimensional.
CC:	Coolant Channel.
HZ:	Hydraulic zone.
RPV:	Reactor Pressure Vessel.
MFR:	Mass Flow Rate.
NPP:	Nuclear Power Plant.
CFD:	Computational Fluid Dynamics.
LES:	Large Eddy Simulation.
LOCA:	Loss Of Coolant Accident.
HW:	Heavy Water.
PISO:	Pressure Implicit with Split Operator
SIMPLE:	Semi-Implicit Method for Pressure-Linked Equations
PIMPLE:	Hybrid PISO/SIMPLE algorithm.
VFM:	Volume Finite Method.
D_H :	Hydraulic diameter.
U :	Velocity.
p :	Pressure.
T :	Temperature.
ρ :	Density of D ₂ O.
g :	Gravity acceleration.
h :	Enthalpy.
$\bar{\tau}$:	Stress tensor.
μ :	Dynamic Viscosity of D ₂ O.
κ :	Thermal Conductivity.
S_E :	Energy Sink/Source.
μ :	Dynamic viscosity of D ₂ O.
μ_t :	Turbulent viscosity.
G_t :	Turbulence production.
η :	Wall roughness.
λ_{cc} :	Conduction heat coefficient of D ₂ O for the average coolant temperature.
λ_z :	Conduction heat coefficient of zircaloy.
λ_a :	Effective conduction heat coefficient for the foiling gap.
λ_{gap} :	Conduction heat coefficient of D ₂ O for the moderator at the foiling gap.
h_{in} :	Convective coefficient at the inner walls of the CC.
h_{out} :	Convective coefficient at the outer walls of the foiling.
\dot{Q} :	Heat transfer rate.
Re:	Reynolds number.
Pr:	Prandlt number.
Gr:	Grashof number.
Nu:	Nusselt number.
$k_{eff,i}$:	Effective heat conductivity from the coolant to the moderator.
$k'_{eff,i}$:	Effective heat conductivity without consider the outer convective transfer.
T_∞ :	Bulk temperature for the Grashof number.
T_w :	Surface temperature of the foiling outer walls.
T_{mod} :	Bulk temperature of the moderator.

l: Length of the CCs.

ACKNOWLEDGEMENTS

The authors would like to thank Universidad Nacional del Litoral (CAI+D 2011 PJ 500 201101 00015 and CAI+D PI 501 201101 00435) and CONICET (PIP 112 201101 00331). Also, the financial and technical support given by Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) is highly appreciated.

REFERENCES

- Araneo D., Ferrara P., Moretti F., Rossi A., Latini A., D'Auria F., Mazzantini O., Integrated software environment for pressurized thermal shock analysis, Science and Technology of Nuclear Installations, 2010.
- Bonelli A., Mazzantini O., Sonnenkalb M., Caputo M., Garcia J.M., Zonoco P., Gimenez M., Station Black-Out Analysis with MELCOR 1.8.6 Code for Atucha 2 Nuclear Power Plant, Science and Technology of Nuclear Installations, 2012.
- Corzo^a S., Ramajo D., Marquéz Damian S. and Nigro N., CFD Simulation inside a PHWR Coolant Channel of the Atucha II Nuclear Power Plant, ENIEF 2011, Rosario, Argentina, 2011.
- Corzo^b S., Ramajo D., Marquéz Damian S. and Nigro N., Numerical Simulation of Natural Convection Phenomena, ENIEF 2011, Rosario, Argentina, 2011.
- Lazarte A., Fullmer W., Bertodano M., Experimental Validation of RELAP5 and TRACE5 for Licensing Studies of the Boron Injection System of Atucha II, Science and Technology of Nuclear Installations, 2010.
- Mazzantini O., Schivo M., Di Césare J., Garbero R., Rivero M., Theler G., A coupled calculation suite for Atucha II operational transient analysis, Science and Technology of Nuclear Installations, 2010.
- Ramajo D., Corzo S., Schiliuk N., Nigro N., 3D modeling of the primary circuit in the reactor pressure vessel of a PHWR, Nuclear Eng. and Design, in press, 2013.

OpenFOAM® <http://foam.sourceforge.net/docs/cpp/a02826.html#details>

PARTE II

Resúmenes de publicaciones en revistas

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

Acosta, S. y Lewis, C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Resumen

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

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

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

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

* Publicado en: Brazilian Journal of Radiation Sciences; vol.2, no.3-A, p.1-7, 2014.

**A REVIEW ON THE CONSISTENCY OF THE PUBLISHED LEVELS OF THE
P2; P3 AND P4 ISOELECTRONIC SEQUENCES USING
JJ-RELATIVISTIC EXPRESSIONS^{*}**

Aguiar, J.C.¹; and Di Rocco, H.O.²

¹ Autoridad Regulatoria Nuclear

² Instituto de Física Arroyo Seco, CIFCEN (CONICET-UNCPBA)

Argentina

Abstract

We check the consistency of the known energy levels of the p^2 , p^3 and p^4 isoelectronic sequences tabulated at the NIST Atomic Spectroscopy Database. We used a screening parameter formulation using the Slater integrals arising from the jj-coupling relativistic expressions for the matrix elements. The general conclusion is that the use of the screening parameters is very adequate to check the consistency of level values along their isoelectronic sequences, more suitable than comparison of Slater integrals or other criteria, such as the widely used difference between theoretical and observed values.

* Publicado en: Journal of Quantitative Spectroscopy and Radiative Transfer; vol.149, p.1-7, 2014.

EL PAPEL DE LA FLUIDODINÁMICA COMPUTACIONAL EN EL LICENCIAMIENTO DE INSTALACIONES NUCLEARES*

Ferreri, J.C.

Autoridad Regulatoria Nuclear
Argentina

Abstract

En esta presentación se define cual puede ser hoy ser el papel de la fluidodinámica computacional (denominada usualmente CFD por su acrónimo en inglés) como herramienta, para su consideración en el proceso de licenciamiento de instalaciones nucleares. Se afirma y se justifica que la CFD puede ser un soporte de técnicas ya aceptadas y establecidas a partir de experimentos de validación. Para la CFD, estos experimentos todavía no han sido realizados y sistematizados de manera general y son motivo de intenso desarrollo en la actividad nuclear. Se exemplifica la dependencia del alcance de los estudios como una función del contexto regulatorio en particular, pero ello sin recomendar explícitamente “recetas” de procedimiento.

* Publicado en: Mecánica Computacional; vol.XXXIII, p. 2959, 2014.

HLA-G1 INCREASES THE RADIOSENSITIVITY OF HUMAN TUMORAL CELLS^{*}

Gallegos, C.E.^{1,2}, Michelin, S.¹, Baffa Trasci, S.¹, Aballay Lobos, E.¹,
Dubner, D.¹ and Carosella, E.D.^{3,4}

¹ Radiopathology Laboratory, Nuclear Regulatory Authority. Argentina

² Toxicology Laboratory, Universidad Nacional del Sur (UNS). Argentina

³ Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives (CEA), Institute of Emerging Diseases and Innovative Therapies (IMETI), Research Division in Hematology and Immunology (SRHI), France

⁴ University Paris Diderot, Sorbonne Paris Cité, UMR E-5 Institut Universitaire d'Hématologie, Saint-Louis Hospital, France

Abstract

Different molecules regulate the response of tumoral tissues to ionizing radiation. The objective of this work was to determine if HLA-G1 expression modulates the radiosensitivity of human tumoral cell lines. To this end, human melanoma M8 and human erythroleukemia K562 cell lines, with their correspondent HLA-G1 negative and positive variants, were gamma irradiated and the survival frequency was determined by clonogenic assay. The survival fraction of HLA-G1 expressing cells was around 60% of HLAG1 negative cells. The generation of acidic vesicular organelles was higher in HLA-G1 positive cells. Apoptosis levels showed statistically significant differences only in K562 cells, whereas the variation in G2/M cycle progression was only significant in M8 cells. In addition, irradiation diminished cell-surface HLA-G1 and increased soluble HLA-G1 levels. Soluble HLA-G1 has no influence on cell survival in any cell line. In summary, we could demonstrate that HLA-G1 confers higher radiosensitivity to HLA-G1 expressing cells.

* Publicado en: Cellular Immunology; vol.287, no.2, p. 106-111, 2014.

A VERIFICATION PROBLEM FOR THERMAL HYDRAULICS SYSTEMS CODES DEALING WITH TWIN, PARALLEL-BOILING AND INVERTED U-TUBES CONDENSING CHANNELS*

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

Nuclear Regulatory Authority
Argentina

Abstract

In the analysis of the nuclear safety of complex nuclear systems, almost one-dimensional system thermal-hydraulics codes will be used perhaps for a couple of decades from now. Computational Fluid Dynamics (CFD) tools are accepted at present to be a support of such analyses and they are used coupled to systems codes or as separate analysis tools for isolated components with boundary conditions obtained from systems codes. The restricted acceptance of "pure" CFD codes is due to many reasons but two of them are relevant, namely (a) the apparent lack of CFD grade experimental data and (b) the need for a complete verification and validation (V&V) and the uncertainty quantification for the codes currently available. There is plenty of experimental data related to integral test facilities (ITFs) that constitute macroscopic systems behavior information and a consolidated data base for such purposes. Despite of this, additional verification cases may be added to the above mentioned consolidated data. In the present paper, flow oscillations in parallel channel configurations with system codes are studied in diverse configurations. Different models, calculation options and, in particular, in-phase or out-of-phase oscillations were studied, both in heated and cooled parallel channels. The emphasis is on the effects of concentrated irreversible pressure losses coefficients at the inlet and at the outlet of the channels. In the case of cooled steam generator channels, the results of the Semiscale Integral Test Facility operating in natural circulation conditions are revisited. The results presented in this paper, show how a validation case lead to find a not still reported (in the Authors knowledge) verification case. The problem is related to twin-parallel-boiling and condensing, inverted U-tubes channels and connected through common plena. This is, of course, a problem that deserved many tens of papers in the last four decades. Flow splitting without reversal was computationally found and to explain this behavior a theoretical model limited in scope was developed that was *a posteriori* verified using a particular systems code (RELAP5) commonly applied to perform safety analyses of nuclear power plants. The rationale followed, the theoretical analysis performed and the confirmatory computational results found are summarized in this paper.

* Publicado en: Annals of Nuclear Energy; vol.68, p. 163-171, 2014.

STOPPING CROSS SECTIONS OF TiO₂ FOR H AND HE IONS*

Limadri, S.P.¹; Fadanelli, R.C.²; Nagamine, L.C.C.M.³; Fernández Varea, J.M⁴;
Arista, N.R.¹; Abril, I.⁵; García Molina, R.⁶; Montanari, C.C.⁷; Aguiar, J.C.⁸,
Mitnik, D.⁷; Miraglia, J.E.⁷; Behar, M.²

¹ Centro Atómico Bariloche, Comisión Nacional de Energía Atómica, Argentina.

² Instituto de Física, Universidade Federal do Rio Grande do Sul, Porto Alegre, Brazil

³ Instituto de Física, Universidade de São Paulo, Brazil.

⁴ Facultat de Física (ECM and ICC), Universitat de Barcelona, Spain.

⁵ Departament de Física Aplicada, Universitat d'Alacant, Spain.

⁶ Departamento de Física-CIOyN, Regional Campus of International Excellence "Campus Mare Nostrum", Universidad de Murcia, Spain.

⁷ Instituto de Astronomía y Física del Espacio, CONICET and Facultad de Ciencias Exactas y Naturales, Universidad de Buenos Aires, Argentina

⁸ Autoridad Regulatoria Nuclear. Argentina

Abstract

Stopping cross sections of TiO₂ films were measured for H and He ions in the energy intervals 200–1500 keV and 250–3000 keV, respectively, using the Rutherford backscattering technique. Theoretical calculations were performed by means of two versions of the dielectric formalism and a non-linear model. Good agreement is found between the present experimental data and the theoretical results at intermediate and high energies, and also with the very limited experimental information available in the literature.

* Publicado en: The European Physical Journal D; vol.68, no. 10, p. 194-, 2014.

ANÁLISIS DINÁMICO DE LA MÁQUINA DE RECAMBIO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE LA CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II BAJO UN EVENTO SÍSMICO*

Pecorati, A.¹; Risso, J.¹; Cardona, A.¹ y Politi, A.²

¹ CIMEC

² Autoridad Regulatoria Nuclear

Argentina

Resumen

La Central Nuclear Atucha II (CNA II) es un reactor de agua pesada presurizada (PHWR) que acaba de comenzar su operación. Se caracteriza por tener un sistema de recambio continuo de los elementos combustibles, con el reactor operando en condiciones normales de presión y temperatura. Dicha tarea es realizada por la máquina de recambio de elementos combustibles(MR), la cual cumple las funciones de recarga del reactor con nuevos elementos y de reubicación de los elementos combustibles en las diferentes zonas del reactor, conforme los mismos son irradiados.

Empleando el MEF se efectúa un análisis dinámico de la máquina de recambio de elementos combustibles, cuando la misma está acoplada a un canal combustible y se produce un sismo RLE (Review Leve Earthquake) propuesto por el constructor de la central y aprobado por la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), con el objetivo de analizar el nivel de tensiones y deformaciones generadas en el canal combustible y su implicancia para la seguridad radiológica.

Como excitación del modelo de elementos finitos se utilizan historiales de desplazamiento en función del tiempo (Time Histories) en los puntos de apoyo de las vigas carrileras por donde se desplaza la MR y en el nivel superior del reactor, obtenidos mediante integración numérica de los historiales de aceleraciones en tales puntos provistos por el constructor de la central.

* Publicado en: Mecánica Computacional; vol.XXXIII, p. 2987-2912 2014.

CFD MODELING OF THE MODERATOR TANK OF A PHWR NUCLEAR POWER PLANT^{*}

Ramajo, D.¹; Corzo, S.^{1,2}; Schiliuk, N.¹; Lazarte, A.I.² and Nigro, N.¹

¹ Research center for Computational Methods CIMEC-UNL-CONICET

² Nuclear Regulatory Authority

Argentina

Abstract

A steady state CFD simulation of the moderator tank of Atucha II Nuclear Power Plant (a Pressurized Heavy Water Reactor PHWR) was performed. Three-dimensional (3D) detailed modeling of the tank was achieved including inlet and outlet ring-shaped distributors, the coolant channel (CC) tubes and the control and safety rod guide tubes. Two heat sources were taken into account: the conduction/convection from the coolant channels' fluid and the heat transfer by thermal neutron moderation. For the former, suitable boundary conditions (wall temperature) at the CC tube walls were arisen from 2D estimation of the conduction/convection heat through the coolant walls. The coolant temperature profile along each CC (obtained from a previous 1/3D model) along with correlations for the in-channel side convective coefficient were considered. The effective conduction coefficient was estimated by fitting the overall expected transfer power. For the latter, a homogeneous source was implemented. Simulations allowed a thorough understanding of the complex flow and the heat transfer phenomena, while acquiring useful information about the temperature distribution in the moderator. The most relevant conclusion is that the power transferred from the CCs to the moderator does not show linear dependence on the fission power but on the coolant temperature, which is very similar for all CCs. These results become of prime importance when defining more accurate boundary conditions for modeling the in-channel flow with a previously developed, in-house, 1/3D multidimensional model of the reactor pressure vessel (RPV). The 3D model developed is the starting point to carry on unsteady simulations in the moderator tank, such as reactor Safety Control Rod Axe Man (SCRAM), heat removal during a primary pump shut down or boron distribution during a fast shut down injection.

* Publicado en: Mecánica Computacional; vol.XXXIII, p. 2913-2926 2014.

ASSESSMENT OF BIOLOGICAL EFFECTIVENESS OF BORON NEUTRON CAPTURE THERAPY IN PRIMARY AND METASTATIC MELANOMA CELL LINES*

Rossini, A.E.^{1,2}; Dagrosa, M.A.^{2,3}; Portu, A.^{2,3}; Saint Martin, G.²; Thorp, S.²; Casal, M.^{2,4};
Navarro, A.¹; Juvenal, G.J.^{2,3} and Pisarev, M.A.^{2,3,5}

¹ Nuclear Regulatory Authority

² National Atomic Energy Commission

³ National Council of Scientific and Technical Investigations

⁴ Oncology Institute "Ángel H. Roffo", University of Buenos Aires

5 Department of Human Biochemistry, School of Medicine, University of Buenos Aires, Argentina

Argentina

Abstract

Purpose: In order to optimize the effectiveness of Boron Neutron Capture Therapy (BNCT), Relative Biological Effectiveness (RBE) and Compound Biological Effectiveness (CBE) were determined in two human melanoma cell lines, M8 and Mel-J cells, using the amino acid p-boronophenylalanine (BPA) as boron carrier.

Materials and methods: The effects of BNCT on the primary amelanotic cell line M8 and on the metastatic pigmented melanoma cell line Mel-J were studied using colony formation assay. The RBE values were determined using both a gamma ray source, and the neutron beam from the Nuclear Reactor of the National Atomic Energy Commission (RA-3). For the determination of the RBE, cells were irradiated with increasing doses of both sources, between 1 and 8 Gy; and for the determination of CBE factors, the cells were pre-incubated with BPA before irradiation. Afterwards, the cell surviving fraction (SF) was determined for each treatment.

Results: Marked differences were observed between both cell lines. Mel-J cells were more radioresistant than the M8 cell line. The clonogenic assays showed that for a SF of 1%, the RBE values were 1.3 for M8 cells and 1.5 for Mel-J cells. Similarly, the CBE values for a 1% SF were 2.1 for M8 and 3 for Mel-J cell lines. For the endpoint of 0.1% of SF the RBE values obtained were 1.2 for M8 and 1.4 for Mel-J cells. Finally, CBE values calculated for a 0.1% were 2 and 2.6 for M8 and Mel-J cell lines respectively. In order to estimate the uptake of the non-radioactive isotope Boron 10 (¹⁰B), a neutron induced autoradiographic technique was performed showing discrepancies in ¹⁰B uptake between both cell lines.

Conclusions: These obtained in vitro results are the first effectiveness factors determined for human melanoma at the RA-3 nuclear reactor and show that BNCT dosimetry planning for patients could be successfully performed using these new factors.

* Publicado en: International Journal of Radiation Biology; vol. 91, no.1, p.91-89, 2014.

ÍNDICE DE AUTORES

- Aballay Lobos, E. 212
Abril, I. 214
Acosta, S. 3, 209
Aguiar, J.C. 105, 210, 214
Alfaro Agüero, P. 155
Arista, N.R. 214
Aymard, A. 35
Baffa Trasci, S. 212
Balbaryski, J. 135
Behar, M. 105, 214
Bonetto, J.P. 3, 15
Britos, H.L. 173
Cabrini, R.L. 121
Canoba, A. 15
Cardona, A. 215
Carosella, E.D. 212
Casal, M. 217
Chebel, G. 135
Corzo, S. 191, 216
Crudo, J.L. 155
Curotto, P. 121
Dagrossa, M.A. 217
Di Giorgio, M. 35
Di Loreto, V. 35
Di Rocco, H.O. 210
Dubner, D. 39, 212
Fadanelli, R.C. 105, 214
Fadel, A.M. 35
Fernández Varea, J.M. 214
Ferreri, J.C. 93, 211, 213
Juvenal, G.J. 217
Gadan, M.A. 121
Gadano, J. 45
Gallegos, C.E. 212
García Molina, R. 214
Gómez Parada, I. 169
González, J.A. 67, 77
Gossio, S. 155, 169
Jiménez Díaz, J.D. 93
Lazarte, A.I. 93, 137, 191, 213, 216
Lewis, C. 209
Limadri, S.P. 105, 214
López, F.O. 15
López, S.N. 173
López Bularte, A.C. 155
Madariaga, M. 137
Massera, G. 109
Medici, M. 117
Michelin, S. 39, 155, 173, 212
Miraglia, J.E. 214
Mitnik, D. 214
Molinari, A. 39
Montanari, C.C. 214
Nagamine, L.C.C.M. 214
Navarro, A. 217
Nevares, N.N. 155
Nigro, N. 191, 216
Oneto, A. 35
Pawlak, S.E. 173
Pecorati, A. 215
Pérez, J.H. 155
Pisarev, M.A. 217
Politi, A. 215
Portas, M. 39
Portu, A. 121, 217
Pozzi, E.C.c. 121
Puerta Yepes, N. 155, 169
Radl, A. 35
Ramajo, D. 191, 216
Risso, J. 215
Rojo, A.M. 155, 169
Rossini, A.E. 39, 121, 217
Saint Martin, G. 121, 217
Sapienza, C. 35
Schiliuk, N. 191, 216
Solis, A. 173
Spinella, M.R. 137
Thorp, S.I. 121, 217
Trotta, M. 155
Yusef, M.V. 173
Viscarret, M.M. 173
Zapata, A.M. 155