

# MEMORIA TÉCNICA ARN 2019

## CONTENIDO

### PARTE I

#### Publicaciones y trabajos presentados en Congresos, Seminarios, Reuniones, Simposios y/o Conferencias

DICENTRIC CHROMOSOME ASSAY BY THE TRIAGE METHODOLOGY: A POTENCIAL TOOL IN LARGE SCALE RADIOLOGICAL ACCIDENTS Cabitto, M.	3
APLICACIÓN DE DISEÑO DE EXPERIMENTOS EN LA PREPARACIÓN DE UNA FUENTE ALFA DE <sup>241</sup> Am POR ELECTRODEPOSICIÓN Carranza, M.E.	7
EXPERIENCE IN SAFEGUARDS IMPLEMENTATION AT THE RESTART OF A REFURBISHED CANDU TYPE REACTOR IN ARGENTINA Díaz, G.D.; Pardo, L.A.; Giordano, L.A., Rojo, M.; Dias, F.C.; Machado da Silva, L. and Fernández Moreno, S.	11
ESTUDIO DE RADIOSENSIBILIDAD EN PACIENTES PEDIÁTRICOS CON INMUNODEFICIENCIA PRIMARIA Fernández Rearte, J.; Deminge, M.; Radl, A.; Cabitto, M.; Carabajal, P.; Gómez Raccio, A.; Di Giovanni, D.; Rotondo, S. y Di Giorgio, M.	21
PROPOSED GUIDELINE FOR DOSE ASSESSMENT AFTER EXPOSURE TO I-131 IN AN ACCIDENTAL SITUATION Lendoiro, N.; Cabitto, M.; Puerta Yepes, N. and Vázquez, M.	25
CÁLCULO DEL COEFICIENTE DE REACTIVIDAD POR TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE DE UN REACTOR CANDU-6 CON MCNP Mascitti, J.A. y Benito, J.A.	37
SAFETY ENHANCEMENT OF RESEARCH REACTORS BASED ON SAFETY REVIEW Perrin, C.	43
USO DEL MODELO DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE CON RELAP5: COMPARACIÓN CON RESULTADOS DE LA PUESTA EN MARCHA PARA UN DISPARO DE TURBINA AL 80% DE PLENA POTENCIA Ugarte, R.; Lazarte, A.I. y Moreno, L.M.	53

### PARTE II

#### Resúmenes de publicaciones en revistas

CORRESPONDENCE BETWEEN ATOMIC LEVELS LS AND jj COUPLINGS Di Rocco, H.O.; Aguiar, J.C.	67
DOES THE USE OF REFERENCE ORGANISMS IN RADIOLOGICAL IMPACT ASSESSMENTS PROVIDE ADEQUATE PROTECTION OF ALL THE SPECIES WITHIN AN ENVIRONMENT? Amado, V.A. et al.	68

**PARTE III**  
**Publicaciones de la ARN**

MODELO PARA ESTIMAR LA DOSIS EFECTIVA A MIEMBROS DEL PÚBLICO DEBIDO A LAS DESCARGAS LÍQUIDAS DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE Amado, V.A. y López, F.O.	71
VOCABULARIO TRILINGÜE DE TÉRMINOS BÁSICOS DE SALVAGUARDIAS Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina	83
INTRODUCCIÓN A LA CONTABILIDAD Y CONTROL DE MATERIALES NUCLEARES Saraiva Marzo, M.A. (autor) (Traducción al español por la Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina)	87
LISTADO DE AUTORES	91

## **PARTE I**

**Publicaciones y trabajos presentados  
en Congresos, Seminarios,  
Reuniones, Simposios y/o  
Conferencias**



# Dicentric Chromosome Assay by the Triage Methodology: a Potencial Tool in Large Scale Radiological Accidents

Cabitto, M.



## Introduction

The dicentric and centric rings assay allows to estimate the absorbed dose in people exposed to ionizing radiation from peripheral blood. In accidents with multiple victims, there are methodologies that lead to increase the speed of response. One of them is the scoring of dicentric chromosomes with triage criteria, which makes it possible to reduce analysis time. The aim of this approach is the classification of the victims in dose ranges of clinical importance. The validation of this methodology was carried out through the participation of the Biological Dosimetry Laboratory (BDL) of the Nuclear Regulatory Authority in three intercomparison exercises: two of them organized by the Ministry of Health of Canada (international) whose objective was the determination of the absorbed dose at 10 dose points with an X-ray source, in the range of 0 to 5 Gy; and one regional exercise organized by the BDL in which 2 dose points were evaluated with an Ir-192 source in a range of 0 to 0.5 Gy.

## Objective

Evaluate the participation of the Biological Dosimetry Laboratory (BDL) of the Nuclear Regulatory Authority (ARN) of Argentina in different intercomparison exercises with triage criteria

## Materials and Methods

### 1. Irradiation Conditions for the Intercomparison Exercises:

Exercises	Doses Point	Irradiation source	Type of irradiation
Ministry of Health of Canada – 2014 y 2015	10	X ray (252 kVp – 15 mA)	<i>in vitro</i>
Biological Dosimetry Laboratory, ARN – 2016 (OIEA RLA 9075 y 9076 Projects)	2	Ir-192 de 3.33 TBq (90.2 Ci) Gammaography source	Homogeneous exposure Phantom Alderson RANDO 80 cm of the source.

### 2. Laboratory Methodology- Dicentric and Centric Rings Assay

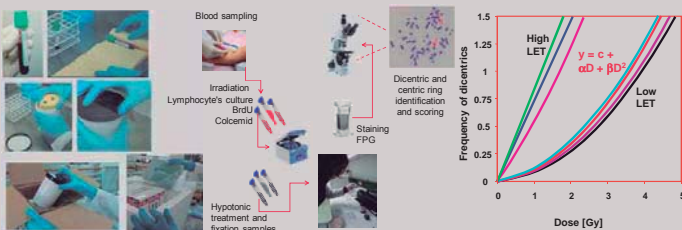


Figure 1. Packaging procedure and labeling of blood samples for transport and dicentric assay process: cell culture, dicentric scoring and determination of absorbed dose from laboratory *in vitro* calibration curves.

### 3. Statistical Analysis

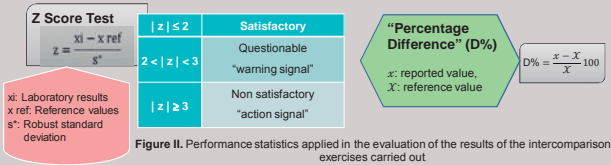


Figure 2. Performance statistics applied in the evaluation of the results of the intercomparison exercises carried out

## Results

### International Intercomparisons - Ministry of Health of Canada

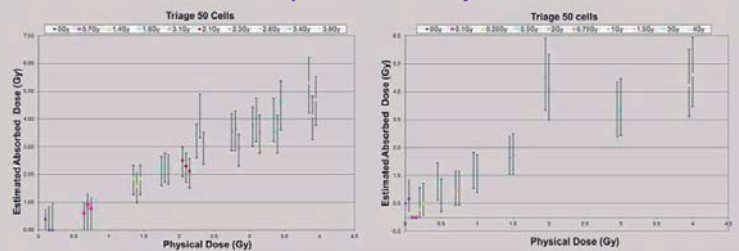


Figure 3. Estimated Absorbed Dose (Gy) vs Physical Dose (Gy) by triage methodology. International intercomparisons 2014 (left) and 2015 (right).

- ❖ 2014: Data show high sensibility for doses ≤ 2.5 Gy and a lower sensibility for higher doses, based on the criteria of 20% error of the administrated physical dose.
- ❖ 2015: Data show a better estimation for all evaluated point of doses, in agreement with z-score performance analysis except for 2 Gy, which was not included in the intercomparison analysis by the provider.

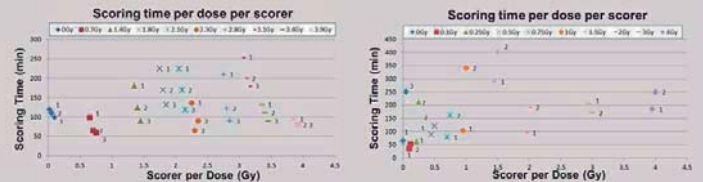


Figure 4. Scoring time per dose per scorer. Left figure 2014 intercomparison: scorer 1 and 2- manual scoring and scorer 3- automated scoring; Right Figure 2015 intercomparison: scorer 1-manual scoring and scorer 2-automated scoring.

- ❖ Overall, a lower scoring time was observed for automated scoring processes

### Regional Multiparametric Intercomparison

Analysis Criteria	Dose I (0.18Gy)		Dose II (0.36Gy)	
	Absorbed Dose [Gy]	CI 95% [Gy]	Absorbed Dose[Gy]	CI 95% [Gy]
Conventional (500 metaphases)	0.13	[0.02; 0.30]	0.33	[0.18; 0.51]
Triage (50 metaphases)	<0.1		<0.1	

- ❖ z score results (Dose I: 0.18 Gy and Dose II: 0.36 Gy) indicate that the BDL was satisfactory for the estimation of both doses regarding the conventional criterion (500 cells).
- ❖ For dose I, the proximity to the detection limit of the assay (= 0.1 Gy), and the low number of metaphases analyzed in the triage mode (50 cells), led to larger uncertainty in the estimation of the dose and its 95% confidence interval, in relation to higher doses.
- ❖ For dose I and dose II, the statistic "percentage difference" (D%) was used for the performance analysis of each laboratory.

## Conclusions

- ✓ These findings demonstrate that the analysis of 50 metaphases provides enough information to perform a classification of victims in dose ranges for medical decision, allowing the use of this methodology in cytogenetic biodosimetry laboratories networks for mutual assistance purposes.
- ✓ As triage purpose is to classify/categorize victims, the criterion adopted is to focus on further scoring in cases in which the confidence intervals include two categories (<1 Gy and > 1 Gy in the same interval).
- ✓ Although the data are not shown, consistency was evidenced among the results provided by physical, computational and biological dosimetry.
- ✓ These intercomparison exercises enable to demonstrate the BDL capability of providing timely and accurate dose estimates in an emergency situation.





# Aplicación de diseño de experimentos en la preparación de una fuente alfa de $^{241}\text{Am}$ por electrodeposición

Carranza, M.E.

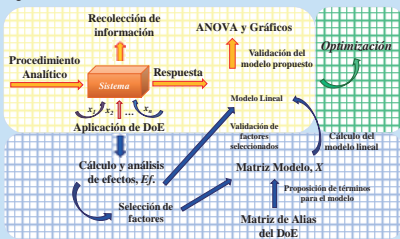


INTRODUCCIÓN

En química radioanalítica, la espectrometría  $\alpha$  se encuentra entre las técnicas radiométricas más importantes. Presenta buena sensibilidad y gran variedad de aplicaciones [1]. La obtención de espectros con buena resolución, es de gran valor para la elucidación de mezclas de radionucleidos en distintos tipos de matrices [2].

Los espectros  $\alpha$  se ven afectados de acuerdo a la calidad de la fuente. Es de interés contar con metodologías que contribuyan a mejorar la resolución de los picos del espectro, por ejemplo, para evitar la superposición de "colas", debidas a la degradación energética de los picos de mayor energía sobre los de menor energía.

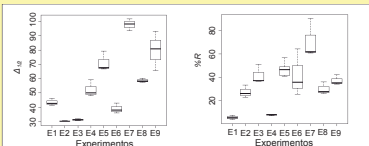
Obtenidas las variables que afectan la respuesta, estas pueden ajustarse a valores específicos para obtener resultados aceptables y reproducibles. La elección de factores significativos puede validarse aplicando un modelo y agregando algunos experimentos adicionales. El método general se describe de la siguiente manera:



RESULTADOS Y DISCUSIÓN

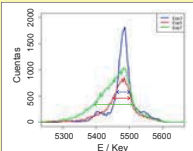
Influencia de factores sobre %R y  $\Delta_{1/2}$

Box-Plot comparativos de %R y  $\Delta_{1/2}$



Los gráficos de caja de  $\Delta_{1/2}$  y %R, para cada experimento muestran cómo se ven afectadas estas respuestas cuando se modifican las condiciones experimentales.

Variación en los espectros



El espectro de <sup>241</sup>Am muestra diferentes formas en los diferentes experimentos llevados a cabo para preparar la fuente  $\alpha$ . Es de interés obtener condiciones en las que resulten espectros estrechos y reproducibles.

Valores de %R y  $\Delta_{1/2}$

Exp	$\Delta_{1/2}$	%RSD $\Delta_{1/2}$	%R	%RSD%R
1	43 ± 2	4,6	6 ± 2	33,3
2	30,2 ± 0,4	1,3	27 ± 5	18,5
3	31 ± 1	3,2	42 ± 8	19,0
4	52 ± 6	11,5	8 ± 1	12,5
5	71 ± 7	9,8	45 ± 4	8,9
6	39 ± 4	10,2	42 ± 20	47,6
7	98 ± 4	4,1	71 ± 17	23,9
8	59 ± 1	1,7	30 ± 5	16,7
9	80 ± 14	17,5	37 ± 4	10,8
$\bar{X}$	55,9		34,2	
$S_{pool}$	6,0		9,7	
%RSD $_{pool}$	10,7		28,4	

$S_{pool} = \sqrt{\frac{1}{n} \sum_{i=1}^n (x_i - \bar{x})^2} / (n - m)^{1/2}$ , n observations and m samples.  
%RSD = (s /  $\bar{x}$ ) · 100.

Modelo de regresión lineal

Modelo para  $\Delta_{1/2}$

$R^2 = 0,9742$

Modelo para %R

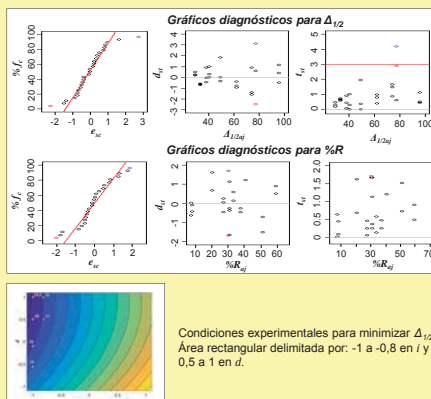
$R^2 = 0,9665$

Valores de  $\Delta_{1/2}$  obtenidos en algunas condiciones experimentales adicionales.

Experiments	i	d	t	PP	$\Delta_{1/2(Exp)}$	$\Delta_{1/2(Al)}$	$\Delta_{1/2(Al)}$
Extra1	-1,9	-1,5	-1,3	0	54,1	7,6	5,2
Extra2	-1,9	-1,5	-1,3	0	52,5	50,0	2,3
Extra3	-1,9	-1,5	-1,3	0	52,6	4,9	2,5
Extra4	-1	-1,5	-1	-1	32,6	32,0	3,4
Extra5	1	-1,5	-1	1	56,9	58,4	1,6

Optimización propuesta para  $\Delta_{1/2}$

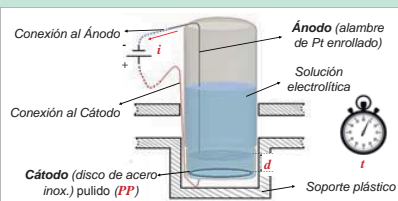
Se fijaron niveles de TP y t.  
Se eligió TP correspondiente al nivel TP = 0, y  
Se eligió t en el nivel t = -1/3.



Condiciones experimentales para minimizar  $\Delta_{1/2}$ :  
Área rectangular delimitada por: -1 a -0,8 en i y 0,5 a 1 en d.

EXPERIMENTAL

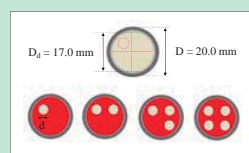
Electrodeposición



Variables respuesta

$\Delta_{1/2}$  = Ancho a mitad de pico de la señal a 5485.56 KeV del <sup>241</sup>Am, y  
%R = % Recuperación

Homogeneidad del área activa



Variables experimentales

Factores experimentales: amperaje = i, tiempo = t, distancia ánodo-cátodo = d, y tratamiento de pulido = TP. Cada factor fue empleado en tres niveles, como muestra la tabla siguiente:

Variables	Levels*					
i (A)	0,1	-1	0,5	-1,9	1	+1
t (h)	0,5	-1	1	-1/3	2	+1
d (mm)	3	-1	5	-1/5	8	+1
PP	I	-1	II	0	III	+1

I = Electroplado con H<sub>3</sub>PO<sub>4</sub>/H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> 1:1  
II = Electroplado con H<sub>3</sub>PO<sub>4</sub>/H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> 3:1  
III = Pulido manual

\* Niveles codificados  
= valor original = valor céntrico  
= valor codificado = mitad del rango de niveles

Matriz de Diseño 3<sup>4-2</sup> [3]

Exp <sup>a</sup>	i	d	t	TP
1	-1	-1	-1	-1
2	-1	-1,5	-1/3	0
3	-1	+1	+1	+1
4	-1,9	-1	-1/3	+1
5	-1,9	-1,5	+1	-1
6	-1,9	+1	-1	0
7	+1	-1	-1	+1
8	+1	-1,5	-1	+1
9	+1	+1	-1/3	-1

\* Cada experimento se realizó por triplicado

Cálculo de Efectos

Para el cálculo de efectos se empleó la ecuación

Effects and deviations effects corresponding to  $\Delta_{1/2}$

$E_i$ y $S_{D_i}$ <sup>a</sup>	i	d	t	TP
	21,677	-9,483	7,862	-14,643
	15,555	-9,327	2,335	-5,408
	20,470	-14,607	11,317	-7,350
	19,234	-11,139	7,171	-9,134
	3,243	3,004	4,531	4,869
	27,625	-0,805	13,055	-11,115
	22,002	-7,515	15,422	-7,107
	24,158	-1,808	8,305	-6,472
	24,595	-3,376	12,594	-8,231
	2,837	3,619	4,078	2,517
	49,302	-10,288	20,917	-25,758
	37,557	-16,842	18,757	-12,515
	44,628	-16,415	19,622	-13,822
	43,329	-14,515	19,765	-17,365
	5,913	3,667	1,087	7,298
	3,998	3,430	3,252	4,895
			3,889	

Efectos considerados

y Efectos en los semientornos (-1,c) y (c,+1)  
Efecto en dominio (-1,+1)

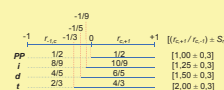
Effects and effects deviations corresponding to %R

$E_i$ y $S_{D_i}$ <sup>a</sup>	i	d	t	TP
	1,212	7,900	-0,918	5,502
	0,182	8,219	0,432	2,622
	0,697	8,060	-0,243	4,062
	0,728	0,226	0,954	2,036
	7,908	2,667	22,308	-12,892
	9,633	-0,952	24,408	-10,717
	8,771	0,857	23,358	-11,804
	1,220	2,559	1,485	1,538
	9,120	10,567	21,390	-7,390
	9,815	7,267	24,840	-8,095
	9,468	8,917	23,115	-7,742
	0,491	2,333	2,440	4,098
	0,813	1,706	1,626	4,073
			2,055	

Para  $\Delta_{1/2}$   
Para %R

Si  
Para %R

Análisis de Efectos



$r_{1/2}$  y  $r_{c,+1}$  distancias euclídeas entre niveles codificados  
 $E_{(TP)} = |E_{(c,+1)}| / |E_{(1,2)}|$

CONCLUSIONES y planes

- Todos los factores experimentales afectaron la calidad de la fuente de <sup>241</sup>Am.
- En las condiciones del experimento 3 del DoE se obtuvo el más bajo valor de  $\Delta_{1/2}$ , junto con una mayor homogeneidad del área activa.
- La selección de los factores significativos fue validada por medio del planteamiento de modelos de regresión lineal.
- Se emplearán condiciones experimentales dentro de las señaladas en la optimización propuesta para analizar  $\alpha$ -emisores en descargas líquidas de centrales nucleares.

Referencias

- [1] Aggarwal S. K., Anal. Methods 8 (2016) 5353-5371.
- [2] Crespo M. T., Appl. Radiat. Isot. 70 (2012) 210-215.
- [3] D. C. Montgomery. Design and Analysis of Experiments. 8<sup>th</sup> Ed. Wiley, 2013.

Agradecimientos

Se agradece a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN).



# Experience in Safeguards Implementation at the Restart of a Refurbished Candu Type Reactor in Argentina

Díaz, G.D.; Pardo, L.A.; Giordano, L.A., Rojo, M.; Dias, F.C.;  
Machado da Silva, L. and Fernández Moreno, S.



# EXPERIENCE IN SAFEGUARDS IMPLEMENTATION AT THE RESTART OF A REFURBISHED CANDU TYPE REACTOR IN ARGENTINA

Díaz, G.D.<sup>1</sup>; Pardo, L.A.<sup>1</sup>; Giordano, L.A.<sup>1</sup>; Rojo, M.<sup>1</sup>; Dias, F.C.<sup>2</sup>;  
Machado da Silva, L.<sup>2</sup> and Fernández Moreno, S.<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Nuclear Regulatory Authority, Buenos Aires, Argentina

<sup>2</sup>Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials, Río de Janeiro, Brazil

## ABSTRACT

Embalse Nuclear Power Plant (NPP) is a single unit CANDU-6 reactor located at Córdoba Province, Argentina. It began commercial operation in 1984. As well as supplying electricity, Embalse NPP is used to produce Cobalt-60, a radioisotope used in medical and industrial applications. A comprehensive refurbishment of the reactor took place between 2016 and 2018. The modernization work included reactor retubing, replacement of the steam generators and other important upgrades. During this process, all 380 fuel channels and Calandria tubes, along with the 760 feeder pipes, were replaced. As a result, the gross electrical power generation capacity increased from 648 to 683 MWe. On January 4, 2019 the first criticality after refurbishment was reached. This life extension process presented several regulatory and safeguards challenges.

The Argentine Nuclear Regulatory Authority (ARN) is the State agency responsible for issuing the reactor operation license, including safeguards requirements. Embalse NPP, as well as all the other Argentinean facilities, is under the safeguards control by the Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials (ABACC) and the International Atomic Energy Agency (IAEA). To tackle these challenges, in particular the ones related to safeguards implementation, cooperation between ARN, ABACC, IAEA, and the facility operator (Nucleoeléctrica Argentina S.A.) is fundamental.

This paper presents the lessons learned and the main challenges associated with the life extension of a CANDU reactor from the perspective of safeguards and the different scenarios that should be considered for the establishment of the relevant safeguards measures that may be applied during and after refurbishment, until all fuel bundles pertaining to the initial core are discharged. The licensing process from the national safeguard's perspective is also described.

## 1. INTRODUCTION

Under a bilateral agreement, Argentina and Brazil decided to establish a common system of accounting and control of all nuclear materials (SCCC) and created ABACC in 1991, as an independent international organization responsible to implement the bilateral safeguards established by the SCCC [1]. The countries also took another key high-level policy decision consisting in the negotiation and conclusion of a comprehensive safeguards agreement (CSA) with the IAEA in which ABACC has been taken part together with Argentina and Brazil. This CSA is known as the "Quadripartite Safeguards Agreement" [2].

A fundamental characteristic of the Quadripartite Agreement is the promotion of cooperation among all parties to achieve and maintain effective and efficient application of safeguards. In this framework, the introduction of new concepts, methods and approaches is fundamental. The implementation of safeguards at the restart of a refurbished CANDU type reactor in Argentina was one of the utmost safeguards' negotiation achievements for Argentina, ABACC and the IAEA.

## **2. EMBALSE NUCLEAR POWER PLANT (NPP)**

Embalse NPP was the second nuclear power plant built in Argentina. The commercial operation started on January 20, 1984. The reactor is located on the southern shore of the river Tercero, nearby the city of Embalse, Province of Córdoba.

The decision taken to perform a comprehensive refurbishment at Embalse NPP was based on three principles: life extension of the plant for another 30 years; to adapt the facility to improved regulatory requirements and to increase the electrical power.

The plant remained on shutdown mode for maintenance and refurbishment during from 2016 to 2018. The following main activities were carried out during that time: change of the pressure tubes, fuel channels, steam generators and the process computers. Embalse NPP is the third CANDU-6 reactor to undergo full refurbishment after Wolsong 1 in South Korea and Point Lepreau in Canada.

### **2.1. DESCRIPTION OF THE FACILITY**

Embalse NPP is an on-load Pressurized Heavy-water Reactor (PHWR) reactor (CANDU type) fuelled with natural uranium bundles when at steady operation. A few depleted uranium bundles may be used at the restart due to reactivity distribution purposes. The core capacity is 4560 fuel bundles and the refuelling frequency at full power is nearly 15 bundles per day. Each bundle contains about 19 kg of uranium equally distributed in 37 fuel pins with approx. 0.5 m of active length. The reactor core consists of 380 pressurized horizontal fuel channels enclosed in a large cylindrical vessel (Calandria) filled with heavy water, which functions as neutron moderator, coolant and radiation shielding. Each channel holds 12 bundles.

The facility has one main spent fuel storage pond. The irradiated bundles are stocked in trays (24 bundles per tray), which are piled up in the bay. In addition, irradiated fuel bundles can be temporarily stored in a reception bay just after discharge. In this bay some type of fuel inspection or measurement can be performed, if needed.

The refuelling machines receive fresh fuel bundles and push them into a selected fuel channel in the reactor core. After a period of irradiation, the refuelling machine located on the opposite side of the Calandria retrieves the irradiated fuel bundles pushed out on the opposite side of the same channel. The discharged spent fuel bundles are then pushed via discharge port to an intermediary room and then to trays placed in the bottom of the reception bay. After some days resting in the reception bay, the full trays are transferred to the storage bay through an underwater tunnel. The loadings and discharges of fuel bundles are normally done in pairs. Each refuelling operation may include 2 or 4 pairs (4 or 8 bundles).

After a few years resting in the storage bay for radiation decay and cooling, the spent fuel bundles are transferred to a dry storage system composed by cylindrical silos for interim storage. The silos are located outdoors, but still within the perimeter of the plant.

## **3. SAFEGUARDS IMPLEMENTATION IN A CANDU NPP**

The main diversion scenarios in a nuclear power plant are typically associated with the spent fuel and the reactor core. In a CANDU reactor the spent fuel bundles have to be continuously monitored since the moment of the discharge into the pools using the refuelling machines all the way to the dry storage system (silos). Operational information to confirm the transfers and the operation of the reactor is also considered. .

Therefore, the main diversion scenarios to be considered for this facility are:

- Undeclared removal or substitution of declared spent fuel bundles by undeclared fresh fuel bundles or dummies.



- Undeclared production of Pu by undeclared irradiation of undeclared uranium.

According to applicable safeguards criteria [3], the absence of the above scenarios has to be confirmed every 3 months (timeliness detection goal), which is the estimated time needed to process the deviated direct use material and produce the material suitable for use in a nuclear explosive device.

The diversion pathways for fresh fuel bundles in an NPP are not as relevant as for the irradiated ones, but still have to be considered. In this case, continuous monitoring of those bundles is usually not required, but the verification of the declared fresh fuel inventory has to be performed annually with focus on book auditing and attribute test to simply confirm the presence of unirradiated uranium. Design information verifications are also performed annually or whenever significant changes/renovations are implemented.

The usual safeguards measures applied at the facility are composed by quarterly routine inspections (timeliness detection goal) when inspectors verify containment and surveillance (C&S) systems permanently installed at strategic points, as well as radiation measurement devices (gamma and neutrons) to monitor all core discharges (CDM), count all irradiated bundles (BC) transferred to the reception bay, as well as monitor other strategic points where surveillance is not effective or cannot be installed, but still could be used for undeclared removal of irradiated bundles, i.e. fuel transfer ports. Fresh fuel bundles are randomly verified by non-destructive gamma-ray spectrometry using portable monitors for simple identification of fresh uranium. During the campaigns to transfer spent fuel bundles from the storage bay to the silos, some additional C&S and radiation measurement systems are installed to monitor all transfer steps and maintain the continuity of knowledge (CoK) of all irradiated bundles. Once the storage silo is full and the upper lid is welded, a vertical gamma-ray fingerprint of the silo is performed and recorded for future re-verification of the silo, if needed.

#### **4. ADDITIONAL MEASURES APPLIED AT EMBALSE NPP DURING THE LIFETIME EXTENSION PERIOD**

During the period of the lifetime extension activities, some changes to the usual safeguards approach were implemented at Embalse NPP as follows:

- Complete removal of the CDM radiation detectors installed close to both sides of the Calandria. This was required due to the complexity of the refurbishment activities in that area;
- More frequent design information verification visits (DIVs) were performed in order to confirm the shutdown status and the absence of undeclared reactor operation. Emphasis was given to the following strategic points: reactor building, including the Calandria room, the turbine building and the control room;
- Installation of extra stand-alone cameras to strengthen the reliability of the surveillance system, in particular in the main access points to the reactor building and in the spent fuel bays. Stand-alone systems have the advantage of being not affected by the external power cuts that are usually more frequent when the facility is on shutdown mode for maintenance.

All the other well-established safeguards measures (see section 3) were maintained during the refurbishment period.

##### **4.1. Preparation for the Initial Core Loading and Startup of the Reactor**

Once the refurbishment activities were completed, the CDM radiation detectors were promptly reinstalled and a few more safeguards measures were agreed taking into consideration that:

- Access of personnel to the Calandria room after reactor start-up is very limited due to radiological reasons. Visual observation of the Calandria for measuring sizes, checking connecting pipes, channel plugs etc is even more complicated;
- Most of the fuel bundles used in the first core may remain inaccessible for a long time, since the first discharges are supposed to occur several months after the reactor starts-up. Therefore, timeliness requirements and quantitative limits for inaccessible material, applicable to fresh natural and depleted bundles, may raise a follow-up according to current safeguards criteria for the facility [3];
- In case of irradiated fuel bundles with very low burn-up are discharged, there is some chance that the CDM and/or the BC detectors are not capable of detecting them. Therefore, alternative measures have to be considered in order to allow the verification as promptly as possible and by an equivalent method, as specified in the current safeguards criteria.

Based on the above conditions, the following safeguards measures were agreed and implemented:

- Detailed DIVs in the Calandria room. The size and the quantity of fuel channels were determined to confirm the designed capacity. The absence of new fuel transfer ports or similar points that could be used to remove spent fuel bundles from the reactor building was confirmed;
- Verification of all fresh fuel bundles to be used in the first core by item counting, identification and random attribute testing;
- Implementation of a special procedure to be in force during the time that the reactor operates with bundles pertaining to the first core map. The goal is to allow verification of the discharged bundles, the consistency with the declared initial loading map and daily discharges, as well as attribute testing by radiation measurement in case the CDM and the BC are not effective in doing that. This procedure is presented in more detail on the next section.

It is important to mention that any type of verification of the first core based on the full unloading of some channels just after complete core loading was not possible due to operational reasons.

#### **4.2. Measures Applied during Reactor Operation with the First Core**

In order to close the set of measures aiming at verification of the first core, all discharged bundles should be verified not only by attribute testing as usual (CDM and BC detectors), but also by item counting and identification as a mean to establish the consistency with the loading map. In order to accomplish it, a special inspection regime complemented by additional verification tools was agreed as follows:

- Installation of underwater cameras (main and backup) to monitor the channel used to transfer discharged bundles from the reception bay to the main storage bay. In Embalse NPP, the installation has been easier in the reception bay. However, either of the two bays would be acceptable. By doing that, the inventory of bundles in the reception bay (typically small amount) during a certain period can be isolated from the inventory in the storage bay (typically a very large amount) in case the verification of the recently discharged bundles is performed. Otherwise, the possibility of undeclared borrowing could not be eliminated and the verification of the entire population of bundles stored in both bays would be needed.
- Short notice random inspections (SNRI), in addition to the routine ones, to confirm the mailbox declarations on all discharges (bundles identification, day and time of the fuel discharged).

- Retention time (typically 3 to 5 days, to be agreed) of the discharged bundles in the reception bay to allow opportune verification at discretion of the agencies by: item identification of randomly selected bundles using a special underwater camera, as well as attribute testing by radiation measurement using a CdZnTe detector in case of ineffective detection by the CDM and BC.

It is important to mention that the operator cannot maintain discharged bundles under retention in the reception bay for long periods, like the time interval between routine inspections. This is why a special inspection regime was needed. The option of performing unannounced inspections instead of SNRIs was considered, which would eliminate the requirement of any retention time, but it was not agreed due to the degree of complexity for implementation.

### **4.3. Implementation Experience at Embalse NPP**

As result of safeguards implementation at Embalse NPP during and just after the comprehensive refurbishment, the following lessons learned can be mentioned:

- More frequent DIVs in the reactor building and other strategic points are required to monitor all relevant steps of the renovation activities and confirm that the design of the facility is as declared. However, although the refurbishment period seems to be the ideal moment to access those areas without major radiological limitations, due to other technical reasons such as heavy equipment in place or excess of technicians working together in small areas, the access of inspectors for the DIVs may not be so easy as expected.
- Power cuts during the refurbishment period may be more frequent. Therefore, the safeguards monitoring systems in place, i.e. surveillance, have to be strengthened with more cameras, power supply and backup illumination to ensure continuity of knowledge of the spent fuel stored in the ponds or transferred to the dry storage.
- Due to operational reasons, some of bundles pertaining to the first core may have to be discharged with very low burnup levels and much earlier than expected. Then, the first days after the first criticality are very important to ensure the required core discharge is well monitored by the CDM and the BC. The corresponding gamma and neutron signals obtained for those discharges will certainly be more difficult to analyze by the associated software. Therefore, inspectors have to be well trained to perform visual evaluation of the collected radiation signals, if needed.
- Installation of underwater surveillance cameras in the reception or storage bay to monitor the flow of irradiated bundles between them or perform item identification may require the installation of auxiliary equipment (data collecting computer), pipes and cables close to the spent fuel pool edges. Therefore, this activity must be planned carefully and well in advance considering the limitations for installation of any equipment in that area.

- Implementation of a special inspection regime based on unannounced or short notice random inspections certainly requires strong support from the operator and the state inspectors. This is to allow the access of the inspectors into the spent fuel building and other places where safeguards equipment is installed with no major delays. As a result, all tasks can be completed within one working day. In Embalse NPP, the presence of resident safeguards inspectors is essential for accomplishing this goal.

#### **4.4. Argentina's License issuing process.**

The Nuclear Regulatory Authority is the federal organization of the Argentine government responsible for establishing, developing and enforcing a regulatory system applicable to all nuclear activities carried out in Argentina, including nuclear safeguards.

The regulatory framework is based on a License issuing process that enforces operators to fulfill a performance standard approach in order to obtain its operation license.

Safeguards related documents are part of the mandatory documentation, as established in the operation license. Design Information Questionnaire, Safeguards Facility attachments, among other specific procedures, are considered part of those documents.

In the case of Embalse NPP refurbishment process, specific safeguards considerations were introduced in the license as follow:

- Administrative control for the application of the procedure.  
A detailed description of mailbox is provided, as well as the exact time frame when the mailbox should be sent in order to properly inform the agencies. Specific situations not covered in the procedure are also detailed in these regulatory documents with the final objective to avoid misinterpretations.
- Inspection regime and entrance procedures for short notice access.  
This section is focused on the inspection itself and the support that the operator should provide to safeguards inspectors. The maximum time to enter the facility once the inspectors arrive in the main gate, as well as the procedure to be followed, are clearly established.
- Containment and surveillance systems.  
Requirements for power supply and special cares to avoid any interference in the safeguards C&S systems are defined, as well as contingency plants in case of potential C&S failures.

All above mentioned subjects are included as requirements in the facility operation license and other specific regulatory documents. The main purpose is to ensure safeguards implementation as agreed among all parties, with particular emphasis to the facility operator which compliance is key for attaining the safeguards goals.

## **5. CONCLUSIONS**

The refurbishment of the Embalse NPP was a challenge for all involved parties in terms of safeguards implementation, in particular during the very last stages when the loading of the first core was close to begin. The most critical activities at that stage were the reinstallation of the CDM detectors and the final design verifications in the Calandria room. As these tasks are very dependent on the loading schedule, all parties had to be in continuous communication in order to accomplish the objectives without imposing unnecessary delays for the starting of the loading activities by the operator. Based on the good cooperation among all, i.e. the State Authority, the facility operator and the safeguard agencies, an affective safeguards procedure was timely agreed, which allowed for safeguards implementation with minor impact on the operational schedule. Finally, it is important to remark that the early involvement of the operator in

safeguards evaluation and later during its implementation process is fundamental for an effective outcome. The agreed procedure is being successfully implemented since the reactor resumed operation in January 2019.

#### **REFERENCES**

- [1] *Agreement between the Republic of Argentina and the Federative Republic of Brazil for the Exclusively Peaceful Use of Nuclear Energy*, The Bilateral Agreement INFCIRC/395 (1991).
- [2] *Agreement between the Republic of Argentina, the Federative Republic of Brazil, The Brazilian-Argentine Agency for Accounting and Control of Nuclear Materials and the International Atomic Energy Agency for the Application of Safeguards*, IAEA INFCIRC/435 (1991).
- [3] *Safeguards Criteria for on-load Reactors (OLRS)*, IAEA Safeguards Manual – Chapter 2 (2007).



# Estudio de radiosensibilidad en pacientes pediátricos con inmunodeficiencia primaria

Fernández Rearte, J.; Deminge, M.; Radl, A.;  
Cabitto, M.; Carabajal, P.; Gómez Raccio, A.;  
Di Giovanni, D.; Rotondo, S. y Di Giorgio, M.

Presentado en: XVII Congreso Latinoamericano de Genética,  
XLVII Congreso Argentino de Genética,  
LII Reunión Anual de la Sociedad de Genética de Chile,  
VI Congreso de la Sociedad Uruguaya de Genética,  
V Congreso Latinoamericano de Genética Humana y  
V Simposio Latinoamericano de Citogenética y Evolución .  
Mendoza, Argentina, 6 al 9 de octubre de 2019







## INTRODUCCIÓN

La radiosensibilidad individual (RS) es una característica inherente al sujeto, asociada con una reacción aumentada a las radiaciones ionizantes. Se sugiere que la incidencia y severidad de estas reacciones está principalmente influenciada por la susceptibilidad genética a la radiación, aunque diversos factores relacionados con el paciente como estados de alteración de la microvasculatura y alteraciones de la respuesta inmune pueden modificar la respuesta tisular a las radiaciones ionizantes (RI).

Las inmunodeficiencias primarias (IDP) son enfermedades genéticas con defectos en el desarrollo, función y/o regulación de uno o más componentes del sistema inmune, que se manifiestan con infecciones, autoinmunidad, alergia, linfoproliferación, inflamación y malignidad. Un grupo de estas IDP se caracteriza por presentar defectos en la reparación del ADN con aumentada RS y para su tratamiento, requieren frecuentes estudios de imágenes y drogas que pueden impactar en la integridad del ADN.

La utilidad de tests predictivos de RS proporcionarían una herramienta adicional para la protección radiológica del paciente, personalizando el tratamiento médico.

## OBJETIVO

Evaluar la aplicabilidad de los ensayos de micronúcleos (CBMN) y el ensayo de Cometa (SCGE) como ensayos predictivos de RS en pacientes pediátricos con sospecha de IDP

## MATERIALES Y MÉTODOS

Se describen las evaluaciones realizadas mediante el ensayo CBMN y el ensayo de Cometa Alcalino (SCGE) de 2 casos clínicos de pacientes pediátricos con diagnóstico de IDP combinada

**Paciente 1**

Enfermedad inflamatoria intestinal, infección por citomegalovirus, hipogammaglobulinemia, linfopenia CD4, proliferaciones celulares alteradas. Sin variantes patogénicas en panel de biología molecular para IDP.

**Paciente 2**

Infecciones respiratorias recurrentes, Síndrome de Hiper IgM y posterior diagnóstico de Síndrome de PI3Kδ activado

**CBMN**

Reposo 2 hs

Cultivo de linfocitos + Cyt B

Tinción: Giemsa 5%

Lectura M.O.

Frecuencia de MN en 1000 células binucleadas

Frecuencia Observada	Frecuencia Esperada
0 Gy	0 Gy
2 Gy	2 Gy

Curva de Calibración con I.C. 95% Individuos sanos

Test de  $\chi^2$

$$\chi^2 = \sum \frac{(fo - fe)^2}{fe} > 3,84 \text{ (GL=1; } p < 0,05)$$

Hipersensibilidad a las R.I.

**Cometa Alcalino**

Electroforesis en gel de células individuales

Tinción: Bromuro de etidio 1X

Visualización: Microscopio epifluorescencia (20x)

Captura y Análisis de imágenes: Software Comet IV

Head Length	Tail Length	Head %	Tail %	Tail Moment	Wash	Total Area	Total Len	Mean
63.00	167.00	22.22	72.78	135.50	40.80	83260	12271	67.83

Parámetro de cuantificación del daño en el ADN

$$OTM(t) = TM_0 \cdot e^{-\frac{(T-t)}{T_{1/2}}} + TM_R$$

Cinética de Capacidad de reparación

Parámetro de la RS clínica e *in vitro*

En estudios previos en nuestro laboratorio se identificaron 3 subpoblaciones de individuos respecto a su RS clínica e *in vitro*, caracterizadas por las medias de sus T½

T½	Controles sanos	Pacientes con respuesta promedio	Pacientes con respuesta aumentada
	(2,6 ± 0,3)	(4,7 ± 2,9)	(24,9 ± 10,4)

## RESULTADOS

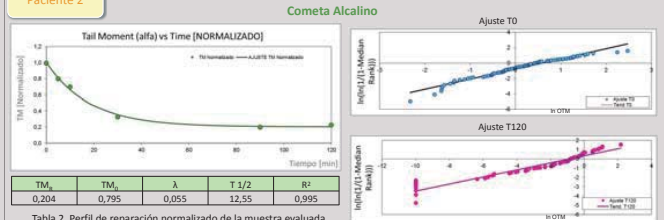
### Paciente 1

Frecuencia Observada Control	Frecuencia Observada 2Gy in vitro	Frecuencia Esperada 0Gy	Frecuencia Esperada 2Gy	Si fo > fe 0 Gy	Test de $\chi^2$ 0 Gy	Test de $\chi^2$ 2Gy
0,005	0,201	0,017	0,183	0	0,00	1,79

Tabla 1. Los datos obtenidos de la aplicación del Test de MN fueron analizados comparando las frecuencias esperadas de MN (curva de calibración de individuos sanos) con los valores observados después de la irradiación in vitro, aplicando el test de  $\chi^2$ . El valor 1,79 indica diferencias no significativas entre las frecuencias de MN esperadas y observadas

Radiosensibilidad normal a las R.I.

### Paciente 2



Tiempo medio de reparación T <sub>1/2</sub> [min]		Daño residual TM <sub>R</sub>
Controles sanos (2,6±0,3)	Pacientes con respuesta promedio (4,7±2,9)	Pacientes con respuesta aumentada (24,9±10,4)
		12,55±1,42
		0,20±0,02

Tabla 3. Comparación del T<sub>1/2</sub> obtenido para la muestra evaluada con las medias de los T<sub>1/2</sub> de tres subpoblaciones, previamente caracterizadas en el laboratorio. El parámetro TM<sub>R</sub> indica que aproximadamente el 20% de los linfocitos no reparan el daño inducido in vitro.

Si bien los valores obtenidos mediante el ensayo de Cometa se encuentran en el límite inferior de los valores considerados en el intervalo de confianza de los pacientes con respuesta aumentada, los resultados evidencian hipersensibilidad del paciente a las R.I. Dicho resultado es posteriormente confirmado mediante la técnica de CBMN:

Frecuencia Observada Control	Frecuencia Observada 2Gy in vitro	Frecuencia Esperada 0Gy	Frecuencia Esperada 2Gy	Si fo > fe 0 Gy	Test de $\chi^2$ 0 Gy	Test de $\chi^2$ 2Gy
0,023	0,299	0,017	0,183	1	1,92	73,43

Hipersensibilidad a las R.I.

## CONCLUSIÓN

La caracterización de la reparación del ADN en los linfocitos mediante la aplicación del test de micronúcleos con bloqueo de la citocinesis (CBMN) y el ensayo de cometa alcalino (SCGE) podrían ser aproximaciones apropiadas para evaluar la radiosensibilidad *in vitro*.

Estos resultados permitirían determinar la aplicabilidad de los ensayos predictivos como una herramienta para la evaluación de pacientes con sospecha de IDP que requieran procedimientos radiantes, drogas radiomiméticas o trasplante de precursores hematopoyéticos para su tratamiento



# Proposed Guideline for Dose Assessment After Exposure to I-131 in an Accidental Situation

Lendoiro, N.; Cabitto, M.; Puerta Yepes, N. and Vázquez, M.



# PROPOSED GUIDELINE FOR DOSE ASSESSMENT AFTER EXPOSURE TO I-131 IN AN ACCIDENTAL SITUATION

Lendoiro, N.<sup>1\*</sup>, Cabitto, M.<sup>1</sup>, Puerta Yepes N<sup>1</sup> and Vázquez M.<sup>1</sup>

<sup>1</sup>*Nuclear Regulatory Authority, Argentina*

\*Corresponding author's e-mail: nlendoiro@arn.gob.ar

## ABSTRACT

The events in which individuals can become internally contaminated with I-131 may cover a wide range of possible situations, ranging from an accidental exposure in a medical, industrial or research environment that involves only a few people to an accident at a nuclear power plant or a radiological terrorist event, with dozens of potentially contaminated individuals.

Dose evaluations of these individuals may include the analysis of bioassays: such as the measurement of thyroid, urine and/or nasal samples. These measurements may support medical decisions, which may be based on the projected thyroid dose and / or the effective dose. The purpose of dose assessment in these situations is to provide objective information that contributes to make decisions about follow-up actions after an incident, to comply with legal regulations and to improve conditions in the workplace.

In this work, it is proposed a nine-step guide for the assessment of exposure to I-131 after real or suspected abnormal events or in the case of a positive result during triage or routine monitoring. This methodology allows giving recommendations on the type, number and time at which measurements should be made. This guide provides an effective handling of I-131 accidental exposures, contributing in the support for decision-making on follow-up actions (e.g. thyroid blockade with KI), as well as it allows verifying compliance with the legal regulations.

**Keywords:** *I-131 accidental exposure, thyroid dose, dose assessment*

## I. Introduction

The events in which individuals can become internally contaminated with I-131 cover a wide range of possible situations. On the one hand, an accident at a nuclear power plant or a radiological terrorist event involving the dispersion of this radionuclide with potentially dozens of contaminated individuals. To handle this type of larger events, the estimate of the potential dose can be calculated through specialized software. On the other hand, the event can be an accidental exposure in a medical, industrial or research environment that involves only a few people. In this case, dose evaluations of these individuals include the analysis of bioassays, such as the measurement of the thyroid gland, nasal samples and / or urine. These measurements can support medical decisions based on the projected thyroid dose and / or the effective dose [1].

Currently different recommendations or evaluations exist at the international level to guide the actions and dose assessment after exposure to I-131 in an accidental situation. In this work, the last recommendations from IAEA, ICRP, NCRP, REAC/TS, EURADOS, ISO, and WHO were compiled and analyzed to produce a harmonized guide based on new trends on internal dosimetry to support regulatory bodies and final users.

## II. International recommendations for iodine prophylaxis

As internal contamination with radioactive iodine does not cause by itself early clinical signs and symptoms, three important quantities must be evaluated during an internal exposure situation involving I-131:

1. AD ( $\Delta$ )<sub>THY</sub>: RBE-weighted averaged absorbed dose in thyroid for evaluating deterministic effects, calculated using a 30-day commitment period.
2. H<sub>THY</sub>: Thyroid equivalent dose to assess the probability of occurrence of stochastic effects in the thyroid.
3. E: Effective dose to evaluate the detriment related to occurrence of stochastic effects.

IAEA [2] provides a generic criteria for doses received due to an acute intake of 2 Gy of AD(30d)<sub>THY</sub>, to avoid or to minimize severe deterministic effects in thyroid (hypothyroidism), and 50 mSv of H<sub>THY</sub> in the first 7 days, as indicative to thyroid blockade with KI [3]. These generic criteria are estimated to a reference person. Due to the strong evidence of an age-dependent risk induced by radioactive iodine the administration of stable iodine may be recommended at significantly lower levels of projected dose to recognize the higher sensitivity of children and the unborn [4].

Table 1 shows a specific guide that recommends the treatment of radioactive iodine intake considering the projected thyroid dose, with different guidance according to the risk group [5]. In this work, the reference levels of projected dose recommended by FDA were taken as a basis to develop the reference levels of intake of I-131, which are the intake values for which iodine prophylaxis is recommended.

**Table 1.** Reference levels of intervention and recommended doses of KI for different risk groups by WHO and FDA [5,6].

Group	Reference Levels: Projected dose to thyroid [mGy]		KI Mass (mg)	
	WHO	FDA	WHO	FDA
<b>Adult &gt;40</b>	5000	5000	130	130
<b>Adults 18 - 40 y</b>	100	100	130	130
<b>Pregnancy or lactation</b>	10	50	130	130
<b>Age 12 - 18 y</b>	10	50	130	130
<b>Age 7 - 12 y</b>	10	50	130	65
<b>Age 3 - 7 y</b>	10	50	65	65
<b>Age 0.5 - 3 y</b>	10	50	32	32
<b>Age &lt;0.5 y</b>	10	50	16	16

In particular, the administration of stable iodine is recommended previous the release of this radionuclide into the environment (in case of a nuclear accident) or as soon as possible after the intake. In some countries, it is suggested the intake of KI several hours before the start of the release of I-131 into the environment up to 12 hours after the intake of this radionuclide when intervention levels are exceeded [5].

In relation to adverse effects, a thyroid block can lead to a reduction in metabolic activity and eventually, a compensatory increase in the volume of the gland. In general, these effects are not observed in normal individuals after administration of KI for a period not exceeding two weeks [3].

The reference levels of intake of I-131 for which iodine prophylaxis is recommended were estimated, and are depicted in table 2 as Reference Levels of Intervention (RLIs) for each age

group, as well as the dose coefficients to estimate the effective dose and the projected dose to thyroid from a known intake of I-131 [9].

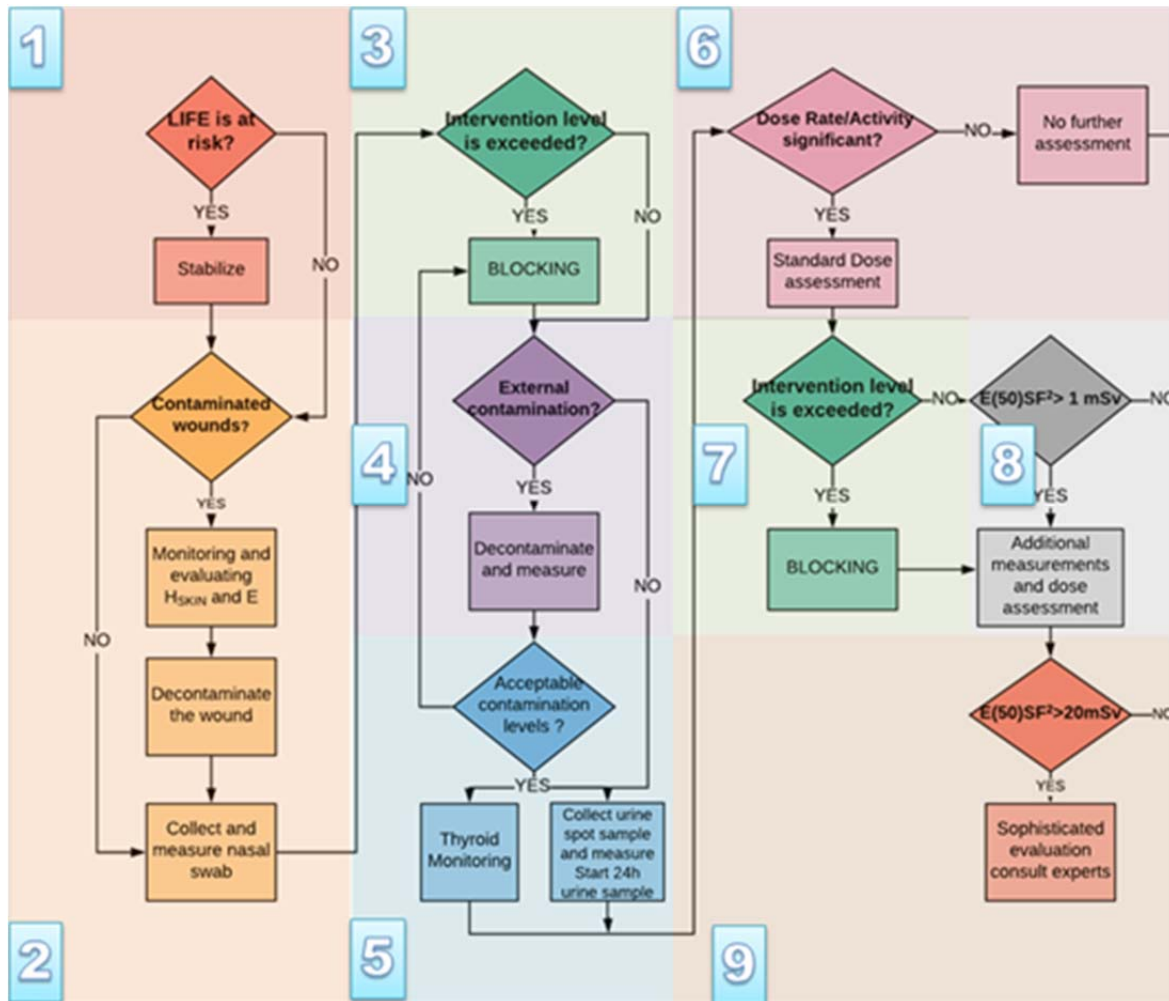
**Table 2.** Reference Levels of Intervention (RLIs) and Dose coefficients for acute intake of I-131.

<b>Group</b>	<b>RLI (Bq)</b>	<b><math>h_{\text{THY}}(\tau)</math> (Sv/Bq)*</b>	<b><math>e(\tau)</math>* (Sv/Bq)</b>
<b>Adult&gt;40</b>	1.30E+07	3.90E-07	1.10E-08
<b>Adults 18 - 40 y</b>	2.60E+05	3.90E-07	1.10E-08
<b>Pregnancy or lactation</b>	1.30E+05	3.90E-07	1.10E-08
<b>Age 12 - 18 y</b>	8.10E+04	6.20E-07	1.10E-08
<b>Age 7 - 12 y</b>	5.30E+04	9.50E-07	1.90E-08
<b>Age 3 - 7 y</b>	2.60E+04	1.90E-06	3.70E-08
<b>Age 0.5 - 3 y</b>	1.60E+04	3.20E-06	7.20E-08
<b>Age &lt;0.5 y</b>	1.50E+04	3.30E-06	7.20E-08

\*where  $\tau$  is the time period in years over which the dose is calculated, i.e. 50 y for adults and from intake to age 70 y for infants and children.

### **III. Proposed Guideline for dose assessment after exposure to I-131**

After real or suspected abnormal events or in the case of a positive result during triage or routine monitoring a dose assessment is needed. A nine-step guide for the assessment of exposure to I-131 is proposed (Fig.1). At each level a question is made and the actions to be taken depend on the answer.



**Fig. 1.** Nine-step guide for the assessment of exposure to I-131.

**Step 1: Is life at risk? Yes, stabilize**

Monitoring of vital signs and the control of hemorrhages, if they occur, are a priority over considerations of exposure and / or external or internal contamination.

Clinical signs and symptoms can be used to estimate a radiation dose to a patient. This includes time to emesis and a decline in the lymphocyte count post-irradiation [7].

**Step 2. Are there contaminated wounds? YES, monitoring and evaluating H<sub>SKIN</sub> and E**

Once all the lesions have been stabilized, radiological triage should be performed. When open wounds are present, they should be treated on a case-by-case basis. Monitoring of local activity around the site of the wound should be implemented, and if it is appropriate, the object that caused the wound, dressings, compresses and excised tissue to assess the equivalent dose in the area of the injured skin [8].

If all the measurements on the individual or the object that caused the wound are above the detection limit, the estimated risk of exposure is significant [8]. If the measurements are above 100 Bq/cm<sup>2</sup> decontamination or showering is advised but if the measurements are above 1000 Bq/cm<sup>2</sup> or 0.2 μSv/h iodine prophylaxis is recommended (Table 3).



**Table 3.** Recommended actions based on the measurement levels of contaminated wound or skin [9].

<b>Bq cm<sup>-2</sup></b> <b>(nCi cm<sup>-2</sup>)</b> <b>[dpm cm<sup>-2</sup>]</b>	<b>μSv h<sup>-1</sup></b> <b>(μrem h<sup>-1</sup>)</b> <b>in low background area</b>	<b>Actions</b>
<100 (<2.7) [<6,000]	Not detectable	<i>No actions</i> •Assure people that there is no significant health risk and inform them where to get additional information. •Allow release
>100 (>2.7) [>6,000]	Not detectable	<i>Intervention optional</i> •Decontaminate or advise to shower and wash clothing. •Assure them that there is no significant health risk and inform them where to get additional information. •Slow release
>1,000 (>27) [>60,000]	0.2 - 0.3 (20 – 30)	<i>Intervention advisable</i> •Prevent inadvertent ingestion and inhalation, limit spread of contamination and decontaminate. • <b>Give stable iodine prophylaxis if radioiodine is involved.</b> •Consider registry for long term medical follow-up. •Perform comprehensive psychological counselling (in particular for pregnant women).
>10,000 (>270) [>600,000]	2-3 (200 – 300)	<i>Intervention required</i> •Prevent inadvertent ingestion and inhalation, limit spread of contamination and decontaminate. • <b>Give stable iodine prophylaxis if radioiodine is involved.</b> •Perform medical examination and indicated treatment •Registry for long term medical follow - up •Perform comprehensive psychological counselling (in particular for pregnant women).

As the person is decontaminated, skin dose can be assessed. In order to do this, the activity spread over the skin, the contaminated skin area, and the contamination duration (t) should be considered.

In the case of skin surface contamination, the skin dose  $H_p(0,07)$  μSv, is calculated using the expression 1 defined in ISO 15382[10]:

$$H_p(0.07) = A_{F,0} \times I_C \times \lambda^{-1} \times (1 - e^{-\lambda t}) \quad (1)$$

Where

$A_{F,0}$  is the activity per unit area at the beginning of the contamination, in Bqcm<sup>-2</sup>;  
 $I_C$  is the localized skin dose rate factor (1.4 μSv cm<sup>2</sup> h<sup>-1</sup> Bq<sup>-1</sup> for I-131);  
 $\lambda$  is the decay constant, in hours;  
 $t$  is the duration of skin contamination, in hours.

If the wound is measured within the first 3 hours after exposure, it can be assumed that the measurement corresponds to 27% of the intake and the coefficients register in table 2, can be used to estimate  $H_{THY}$  and E. NCRP 156 [9] describes a more precise model for workers, and the following coefficients can be used assuming that I-131 is weakly retained in wounds:  $h_{THY}(50) = 4.24 \times 10^{-7}$  Sv/Bq and  $e(50) = 2.13 \times 10^{-8}$  Sv/Bq.

**Decontaminate the wound:** Local decontamination with plenty of warm water and neutral soap.

**Collect and measure nasal swabs:** Once the wounds have been evaluated or in the absence of it, proceed to collect the nasal swabs. A general estimation can be done assuming that the average activity measured on the nasal swabs represents the 5% of the intake [7]. Table 4 shows and the nasal swabs measurements values corresponding to the the RLIs, calculated in Bq and dpm for each group.

**Table 4.** Nasal swabs measurements values corresponding to the RLIs.

Groups	RLI (Bq)	Nasal Swabs Measurement (Bq)	Nasal Swabs Measurement (dpm)
<b>Adults&gt;40</b>	1.30E+07	6.50E+05	3.90E+07
<b>Adults18 -40 y</b>	2.60E+05	1.30E+04	7.80E+05
<b>Pregnancy or lactation</b>	1.30E+05	6.50E+03	3.90E+05
<b>Age 12 - 18 y</b>	8.10E+04	4.05E+03	2.43E+05
<b>Age 7 - 12 y</b>	5.30E+04	2.65E+03	1.59E+05
<b>Age 3 - 7 y</b>	2.60E+04	1.30E+03	7.80E+04
<b>Age 0.5 - 3 y</b>	1.60E+04	8.00E+02	4.80E+04
<b>Age &lt;0.5 y</b>	1.50E+04	7.50E+02	4.50E+04

A negative test (nasal or oral swabs) does not rule out the possibility of internal contamination.

**Step 3: Is intervention level exceeded? YES, iodine prophylaxis.**

Iodine prophylaxis is recommended if the measurements are performed within 10 hours after intake (See table 1).

If the answer is no, **go to step 4.**

**Step 4: Is there external contamination? YES, decontamination and assessment of  $H_{skin}$ .**

The removal of all clothing will generally eliminate approximately 90% of external contamination [11]. If contamination persists, a shower may be required. If the water and soap do not eliminate all contamination, there is a possibility that the contamination is internal. Assessment of  $H_{skin}$  is performed as shown on **step 2**.

In case of negative results, internal contamination cannot be excluded.

**Step 5: Are contamination levels acceptable? YES, Urine samples and direct thyroid measurements.**

**Urine samples:** Urine bioassay is one of the most commonly used methods for assessing the intake of I-131. 24 hour samples are preferred as biokinetic models, used for interpretation of the data, are based on daily excretion rates. However, during an emergency that involves a large number of individuals, spot samples are more convenient. The measurements from spot samples can be normalized by using volume levels to reflect daily excretion, as shown in table 5. Usually, the first sample is collected as soon as possible after the exposure and additional samples will be required during the following days, which may be spot or 24 hours. Sequential samples are necessary for the assessment of the intake and would be used in the future to follow up the efficacy of the treatment.

**Table 5.** Reference values for 24 h urine volume [12].

Age	Excretion (ml d <sup>-1</sup> )	
	Male	Female
Age <0.5 y	300	300
Age 0.5 - 3 y	400	400
Age 3 - 7 y	500	500
Age 7 - 12 y	700	700
Age 12 - 18 y	1200	1200
Adult	1600	1200

**In vivo thyroid measurements:** It is the most accurate bioassay to assess internal contamination with I-131. These measurements should be made until 20 days after the intake as further measurements may not have a proper sensitivity.

First, a triage of the internal contamination should be performed positioning the detector as close to the neck as possible. If a properly calibrated spectrometric instrument is available, the value of activity retained in the thyroid can be obtained directly at the time of measurement. Recommendations about correction factors and considerations about the calibration of these instruments to measure the different age groups can be found in the CATHyMARA report: "Technical guidelines for radioiodine in thyroid monitoring" [13].

If it is not possible to perform the measurement on a child, the dose should be calculated from the measurements of an adult that accompanied at the moment the intake occurred. The intake can be inferred from the intake of this adult, taking into account the relationship between the respiratory volume between the adult and the child.

**Step 6: Is the dose rate on the thyroid significant? YES, Standard dose assessment**

**Dose rate assessment:** If the thyroid measurement is performed with a monitor in dose rate, the value of the dose rate measured on the thyroid can be compared with the predetermined operational intervention level (OIL) for thyroid monitoring provided by the IAEA [14]. The default value for OIL for thyroid monitoring is 0.5  $\mu\text{Sv/h}$  above the background and is applicable for gamma dose rate meters that meet the following criteria:

- An effective window area <15  $\text{cm}^2$ .
- A response greater than 0.1  $\mu\text{Sv} / \text{h}$  per kBq of I-131 in thyroid.
- If the measurement is made within 10 hours after intake.
- if the background environmental dose is less than 0.25  $\mu\text{Sv} / \text{h}$ .

IAEA [12] indicates that: - If the dose rate is less than 0.5  $\mu\text{Sv} / \text{h}$ , no action is necessary. - If the dose rate is greater than 0.5  $\mu\text{Sv} / \text{h}$ , stable iodine should be taken and a medical examination should be performed.

**Thyroid activity assessment:** If a positive value of I-131 activity is obtained on the thyroid, considering the person age and the estimated time between the intake and the measurement  $t$ , and the dose coefficient per unit of activity measured in the thyroid corresponding to  $z_{I-131}^{Thy(30 d)}(t, age)$ , the committed dose absorbed in 30 days in the thyroid can be assessed using this expression:

$$D_{I-131}^{Thy(30 d)} = M(t) \times z_{I-131}^{Thy(30 d)}(t, age) \quad (2)$$

The coefficients  $z_{I-131}^{Thy(30 d)}(t, age)$  can be found in the CATHyMARA report [13]. In addition, an online tool allows estimating the committed dose absorbed in 30 days in the thyroid, based on the age and time between the measurement and the intake [15].

During a nuclear emergency, the intake of I-131 may be accompanied by other short life iodines I-132, I-133, I-134, I-135, and Te-132. In this case, the dose in the thyroid gland can be adjusted with the use of correction coefficients, which are available also in the CATHyMARA report [13].

**Step 7: Is intervention level exceeded? YES, iodine prophylaxis**

Proceed to thyroid block with KI if it has not already been administrated and if the measurement has been performed within 10 hours after intake. Next go to **step 8**.

If intervention level is not exceeded go directly to **step 8**.

**Step 8: Is estimated dose above 1 mSv? YES, perform additional thyroid and urine measurements and estimate the dose.**

The number of measurements and the time range, in which they should be performed, depends on the potential dose received in the thyroid, as shown in Table 6:

Table 6. Number of measurements and time range, depending on the potential dose received in the thyroid [8, 16].

Radio-nuclide	Monitoring Plan	Monitoring Required Data					
		E < 1mSv		1mSv < E < 6mSv		E > 6mSv	
		Number	Range (days)	Number	Range (days)	Number	Range (days)
I-131	Thyroid	1	-	2	7	4	14
	Urine	-	-	2	7	4	14

If the dose is less than 1 mSv, document the dose and the intake. If the dose is above 1 mSv, go to step 9.

**Step 9: Is estimated dose more than 20 mSv? YES, sophisticated evaluation (consult experts).**

To determine if the dose limit for workers is potentially exceeded, each measurement (M) should be compared with the values in Table 7.

Table 7. Iodine -131 range of thyroid activities (Bq) for a dose reference level of 20 mSv [17].

Time after intake in days	Thyroid activity (Bq) for a dose reference level of 20 mSv	
	A*: Minimum Value	B*: Maximum value
1	2.27E5	2.29E5
2	2.27E5	2.27E5
5	1.72E5	1.72E5
10	1.07E5	1.07E5
20	4.20E4	4.21E4
50	2.58E3	2.59E3
100	2.52E1	2.53E1
180	1.53E-2	1.54E-2

If  $M < A^*$  it can be affirmed, with a high level of confidence, that E (50) is below the annual dose limit of 20 mSv.

If  $A^* < M < B^*$ , E (50) could be below or above the annual dose limit of 20 mSv.

If  $M > B^*$  it can be affirmed, with a high level of confidence, that E (50) is above the annual dose limit of 20 mSv.

In other words, even though the committed effective dose in this point could be greater than 20 mSv, the absorbed dose committed to 30 days in the thyroid is already calculated in step 6 (expression 2), which is the pertinent measure of risk in this case because it is more restrictive than the effective dose [18]. What is done in this step is to give more precision to the calculation of the committed effective dose with a greater number of measurements. Then, if the committed effective dose is still greater than 20 mSv, it is necessary to use advanced methods to specify it, and therefore it is recommended that experts perform these calculations. Nevertheless, at this point an estimate of the committed absorbed dose to thyroid has already been given and it has been evaluated whether it is necessary or not to take a protective measure (thyroid blocking).

If the dose does not exceed 20 mSv, the intake should be estimated using with the Maximum Likelihood Method [16].

#### IV. Conclusions

In this work, it was proposed a nine-step guide for the assessment of exposure to I-131 after real or suspected abnormal events or in the case of a positive result during triage or routine monitoring. This methodology allows giving recommendations on the type, number and time at which measurements should be made, highlighting when the urgent protective action of the thyroid block should be taken. Therefore, this guide provides an effective handling of I-131 accidental exposures in a practical way. It gives support for decision-making on follow-up actions for regulators and final users, as well as it allows verifying compliance with the legal regulations. Finally, this guidance attempt to assist internal dosimetry laboratories, health physics and medical staff to deal with internal exposure to I-131 in Argentina, and could be used in countries without specific criteria or guides for the assessment of these situations.

#### V. References

- [1] Bolch et al., Health Phys. March; 102(3): 305–325 (2012)
- [2] IAEA 2015, Preparedness and response for a nuclear or radiological emergency: general safety requirements. (IAEA safety standards series, ISSN 1020–525X; no. GSR part 7) — IAEA, Vienna (2015)
- [3] Medical Management of Persons Internally Contaminated with Radionuclides in a Nuclear or Radiological Emergency, EPR-INTERNAL CONTAMINATION (2018).
- [4] International Atomic Energy Agency, Iodine prophylaxis and radiological emergencies. Joint IAEA/WHO Technical Committee meeting. Vienna 17-21 September, (2001).
- [5] RADIATION PROTECTION NO 165, Medical effectiveness of iodine prophylaxis in a nuclear reactor emergency situation and overview of European practices, Final Report of Contract TREN/08/NUCL/SI2.520028,(2010).
- [6] WHO, General Guidelines for Iodine Prophylaxis following Nuclear Accidents, (1999).
- [7] Radiation Emergency Assistance Center/Training Site (REAC/TS), The medical aspects of radiation incidents, 4th edition, (2018).
- [8] Etherington G. et al., Technical Recommendations for Monitoring Individuals for Occupational Intakes of Radionuclides. Radiation Protection N° 188, EUROPEAN COMMISSION, (2018).
- [9] NCRP 156, Development of a Biokinetic Model for Radionuclide- Contaminated Wounds and Procedures for Their Assessment, Dosimetry and Treatment. Recommendations of the NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS (2006).
- [10] ISO 2015, Radiological protection — Procedures for monitoring the dose to the lens of the eye, the skin and the extremities, ISO international standard 15382:2015, International Organization for Standardization, Second Edition 12/2011.
- [11] Carol S. Marcus et al., Medical management of internally radiocontaminated patients, June (2006).
- [12] ICRP 2002, Basic Anatomical and Physiological Data for Use in Radiological Protection Reference Values, ICRP Publication 89, Ann. ICRP 32 (3-4), Pergamon, Oxford (2002).
- [13] Etherington G et al., CATHYMAR report: Technical guidelines for radioiodine in thyroid monitoring. OPERRA Deliverable D5.31, May (2017).
- [14] IAEA 2017, Operational Intervention Levels for Reactor Emergencies and methodology for their derivation, EPR NPP-OILs 2017, IAEA Vienna, (2017).
- [15] <https://cathymara.fjfi.cvut.cz/cdata>
- [16] Castellani C. M. et al., Guía ideas (Versión 2) para la estimación de la Dosis Comprometida a partir de los Datos de la Vigilancia de la Incorporación, EURADOS Report 2013-01, Braunschweig, March (2013).
- [17] ISO 2011, Radiation protection — Dose assessment for monitoring of workers for internal radiation exposure, ISO international standard 27048:2011,International Organization for Standardization, Geneva, First Edition 15/1/2011.
- [18] NCRP 161, Management of persons contaminated with radionuclides: Handbook, Recommendations of the NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS (2008).

# Cálculo del coeficiente de reactividad por temperatura del combustible de un reactor CANDU-6 con MCNP

Mascitti, J.A. y Benito, J.A.





# CÁLCULO DEL COEFICIENTE DE REACTIVIDAD POR TEMPERATURA DEL COMBUSTIBLE DE UN REACTOR CANDU-6 CON MCNP

Mascitti, J.A. and Benito, J.A.

Autoridad Regulatoria Nuclear

## RESUMEN

En este trabajo se calculó el Coeficiente de Reactividad por Temperatura del Combustible (CRTC) de un reactor CANDU-6 utilizando el código Monte Carlo MCNP. Se calculó el CRTC mediante un modelo tridimensional de un Canal Combustible (CC) para dos condiciones de quemado del reactor, con combustible fresco ( $Q= 0$  GWd/MTU) y con quemado medio próximo al de equilibrio ( $Q= 3,9$  GWd/MTU). Se utilizó el código MAKXSf para crear bibliotecas de secciones eficaces correspondientes a la composición promedio de todos los isótopos presentes en el combustible para las diversas temperaturas evaluadas. Los CRTC obtenidos se compararon con resultados logrados mediante el modelado de una celda bidimensional estándar con el código MCNPX-DBRC (MCNPX modificado incorporando el esquema de “Doppler Broadening Rejection Correction”)

## 1 INTRODUCCION

Para la obtención del CRTC se utilizaron tres códigos: MCNPX, MAKXSf y MCNP.

Con el código MCNPX se obtuvo la composición isotópica del combustible para la condición de quemado medio de equilibrio y con el programa MAKXSf (que se distribuye junto con el MCNP) se obtuvieron las secciones eficaces (XS) de los distintos isótopos presentes en los combustibles correspondientes al canal modelado para distintos valores de temperatura dentro del rango evaluado.

El MCNP se utilizó para obtener los valores de reactividad para dos condiciones de quemado ( $Q= 0,0$  y  $3,9$  GWd/MTU) y distintas temperaturas del combustible.

A continuación, se describe el procedimiento de cálculo empleado.

## 2 MODELO TRIDIMENSIONAL DE CANAL COMBUSTIBLE (CC)

Con el código Monte Carlo MCNP [1], se realizó un modelo tridimensional de un CC de un reactor CANDU-6 con los doce elementos combustibles, el refrigerante y el moderador asociado. Las condiciones de contorno utilizadas lo vuelven un arreglo tridimensional infinito de CC. En la Figura 1 se muestra el esquema de un corte longitudinal de CC.



Figura 1: Modelo tridimensional de CC de la CNE realizado con MCNP (Corte longitudinal)

En la Figura 2 se presenta un corte en un plano perpendicular al eje de simetría del CC.

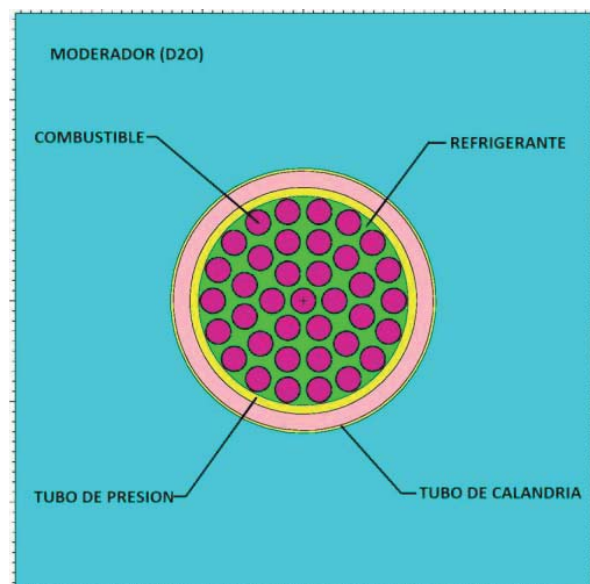


Figura 2: Modelo tridimensional de CC de la CNE realizado con MCNP (Corte axial)

La temperatura del combustible en el estado nominal es de 687 °C. Se realizaron varios cálculos modificando la temperatura del combustible en pasos de aproximadamente 200 °C, manteniendo la temperatura del resto de los materiales constante para calcular la variación de reactividad exclusivamente debida a la variación de la temperatura del combustible.

Para obtener resultados precisos con el MCNP, se consideró una gran cantidad de historias de neutrones de manera que la desviación estándar de los valores de k-infinito sea menor a 3 pcm.

## 2.1 COMPOSICION DEL COMBUSTIBLE PARA QUEMADO MEDIO

La composición del combustible para la condición de quemado medio (Q= 3,9 GWd/MTU) se obtuvo quemando combustible fresco con el código MCNPX.

Se corrió en el código la geometría del CC descrita anteriormente en condiciones de operación nominales hasta obtener el grado de quemado buscado. Como resultado se obtiene la composición promedio del material combustible dentro del canal, una lista de ciento veintiocho (128) isótopos con sus correspondientes fracciones másicas.

## 2.2 BIBLIOTECAS DE SECCIONES EFICACES

Las secciones eficaces a las temperaturas necesarias se obtuvieron con el programa MAKXS F incluido en el paquete de programas que viene con el MCNP.

El código MAKXS F [2] es un programa útil para manipular las bibliotecas de secciones eficaces del código Monte Carlo MCNP. Tradicionalmente MAKXS F se ha utilizado para convertir archivos de datos ACE (comprimidos) entre formatos ASCII y binarios y para crear bibliotecas de secciones eficaces personalizadas que contienen conjuntos de datos seleccionados. La capacidad de crear conjuntos de secciones eficaces a nuevas temperaturas se agregó a MAKXS F a principios de 2006 incorporando varias rutinas de los códigos NJOY [3] y DOPPLER [4].

En el presente trabajo se usó el programa MAKXS F para crear el conjunto de secciones eficaces a nuevas temperaturas, necesarias para obtener una biblioteca dependiente de la temperatura del combustible para la determinación del CRT C. La creación de esta biblioteca con secciones eficaces a nuevas temperaturas implica 3 operaciones básicas:

1. El ensanchamiento Doppler de los datos de resonancias resueltas a una temperatura más alta.
2. Interpolarse cualquier tabla de probabilidad de resonancias no resueltas a la nueva temperatura.
3. Interpolarse los datos del “kernel” de “scattering” térmico  $S(\alpha, \beta)$  a la nueva temperatura.

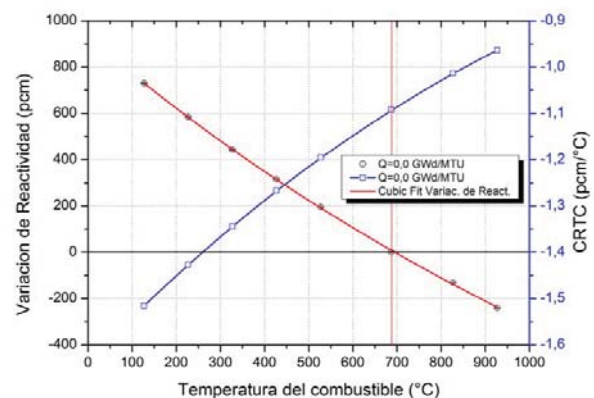
Para obtener las secciones eficaces a temperaturas de las cuales no se posee información básica, es necesario utilizar dos bibliotecas, una correspondiente a una temperatura inferior a la que se busca calcular y otra a una temperatura superior. Se tomó como biblioteca de referencia predilecta para realizar las interpolaciones la ENDF B-VII.0. Se creó un nuevo y completo directorio de secciones eficaces (*xmdir*) para atender los requerimientos de nuestro problema en particular.

## 3 RESULTADOS

A continuación se presentan los resultados obtenidos al utilizar la metodología descrita para el cálculo del CRT C para las condiciones de núcleo fresco y con quemado medio de equilibrio.

### 3.1 CRT C PARA COMBUSTIBLE FRESCO

En el Grafico 1, se presentan la variación de reactividad normalizada ( $\rho=0$  para la condición de operación normal del reactor) y el CRT C obtenido (der.) en función de la temperatura del combustible para el núcleo fresco. Se presenta un ajuste cúbico de la función al igual que en los casos siguientes.



**Grafico 1: Variación de reactividad normalizada (curva roja ord. izq.) y CRT C (curva azul ord. der.) en función de la temperatura del combustible con combustible fresco.**

Se verifica que entre 100 y 1000°C de temperatura del combustible el CRT C se encuentra dentro del rango de  $-1,55 < \text{CRT C} < -0,95$  pcm/°C. Dentro del intervalo de

temperaturas evaluado el CRTC no se alcanzan valores positivos.

### 3.2 CRTC PARA EL NUCLEO CON QUEMADO MEDIO DE EQUILIBRIO (Q=3,9 GWd/MTU)

Al igual que en el punto anterior, en el Grafico 2, presentan curvas análogas a las del Grafico 1 pero para el CC en condiciones de quemado de equilibrio, Q=3,9 GWd/MTU.

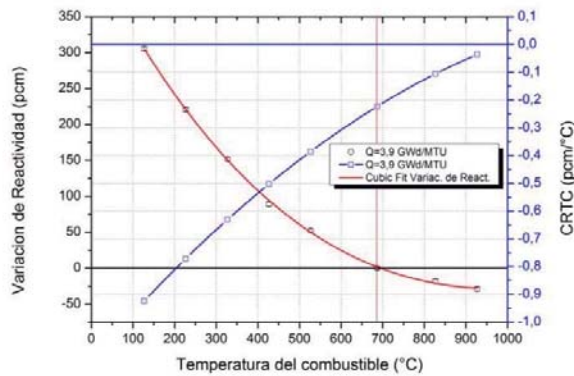


Grafico 2: Variación de reactividad (izq.) y CRTC (der.) en función de la temperatura del combustible con quemado promedio Q=3,9GWd/MTU.

Se verifica que entre 100 y 1000°C de temperatura del combustible el CRTC se encuentra dentro del rango de  $0 < \text{CRTC} < -1 \text{ pcm/}^\circ\text{C}$ . En el intervalo de temperaturas evaluado el CRTC no alcanza valores positivos.

Los CRTC que se obtuvieron en condiciones de quemado de equilibrio resultaron ser mayores que en el caso de combustible fresco, aunque siempre negativos en todo el rango de temperaturas estudiado. En el Grafico 3 se muestran los CRTC en función de la temperatura del combustible para ambas condiciones de quemado.

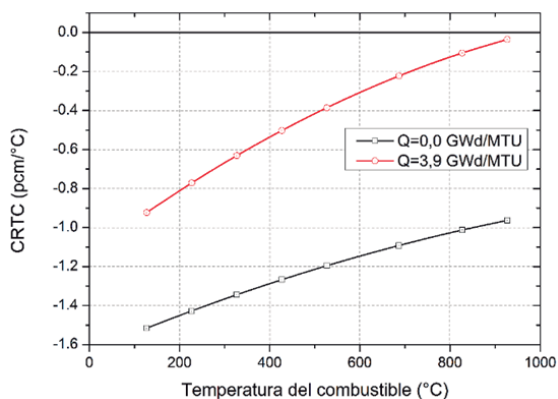


Grafico 3: CRTC en función de la temperatura del combustible para núcleo fresco y con quemado medio de equilibrio Q=3,9GWd/MTU.

El valor del CRTC para la temperatura nominal combustible (TC= 687°C) es CRTC= -1,09 pcm/°C para el núcleo fresco y CRTC= -0,22 pcm/°C para el núcleo con quemado de equilibrio.

## 4 COMPARACIÓN DE RESULTADOS

A continuación, se comparan los resultados obtenidos por la ARN con dos evaluaciones del CRTC realizadas por otro grupo de cálculo con una metodología distinta.

### 4.1 CÁLCULO MCNPX-DBRC

Se compararon los resultados obtenidos con los presentados en los trabajos [5] y [6] donde se ha modelado una celda bidimensional estándar correspondiente a un reactor CANDU 6 para calcular el CRTC con el código MCNPX-DBRC que es una modificación al código MCNPX original en el que se implementa el esquema de "Doppler Broadening Rejection Correction".

El método DBRC [7, 8, 9, 10] se ha desarrollado para tratar el movimiento térmico de los núcleos blanco de  $U^{238}$  en las simulaciones de Monte Carlo de una reacción de dispersión de neutrones. Es un enfoque estadístico basado en el uso de una técnica de "rechazo correctivo" en la simulación de Monte Carlo.

El quemado del combustible se realiza usando MCNPX y el valor CRTC se evalúa para varios valores de quemado, incluido el quemado medio de equilibrio del núcleo. En los trabajos usados para la comparación, el efecto Doppler se ha evaluado utilizando varias bibliotecas de secciones eficaces, entre ellas la ENDF/B-VI.8 y la ENDF/B-VII.0. En el Grafico 4 se muestran con CRTC calculados por ARN junto con los resultados obtenidos con el MCNPX-DBRC.

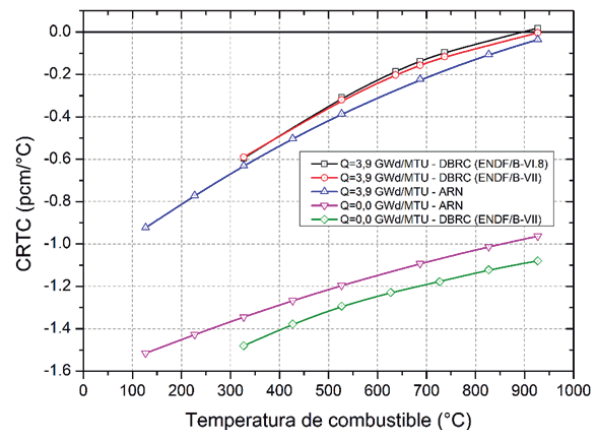


Grafico 4: CRTC en función de la temperatura del combustible para quemado Q=3,9GWd/MTU y combustible fresco.

El cálculo de la ARN para quemado cero es mayor en aproximadamente 0,1 pcm/°C al realizado con MCNPX-DBRC y ambos negativos en todo el rango de comparación, en cambio para el quemado medio de equilibrio el cálculo de ARN es ligeramente inferior que los obtenidos con MCNPX-DBRC con ambas bibliotecas.

## 5 CONCLUSIONES

Las curvas obtenidas por la ARN se desarrollan en el interior del espacio que separa las curvas obtenidas por Kim; su comparación indica que se subestiman ligeramente los valores para quemado medio de equilibrio y se sobrestiman los correspondientes al núcleo fresco en aproximadamente 0,1 pcm/°C. Se considera que las diferencias de geometría no deberían influir, en ambos cálculos la distribución de temperaturas y el quemado son uniformes.

El esquema DBRC trata el efecto Doppler para las reacciones de “scattering” de neutrones con el  $^{238}\text{U}$ , mientras que las XS obtenidas con MAKXSJ ajustadas a las temperaturas indicadas tienen en cuenta el ensanchamiento Doppler para todos los tipos de reacciones nucleares y nucleídos con resonancias, presentes.

Futuros trabajos de investigación permitirán realizar conclusiones más concretas y acabadas sobre los resultados presentados cuya precisión podría evaluarse mediante un cálculo neutrónico termohidráulico acoplado sobre un modelo de núcleo completo tridimensional.

## 6 BIBLIOGRAFÍA

1. X-5 Monte Carlo Team, "MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5" , Los Álamos National Laboratory (2003)
2. Forrest B. Brown, “The makxsj Code with Doppler Broadening” Description and Input Manual for the *makxsj* Code. LA-UR-06-7002.
3. R.E. MacFarlane & D.W. Muir, "The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 91", LA-12740-M (1994).
4. R.E. MacFarlane & P. Talou, "DOPPLER: A Utility Code for Preparing Customized Temperature-Dependent Data Libraries for the MCNP Monte Carlo Transport Code", unpublished (Oct. 3, 2003)
5. Yonghee Kim, Donny Hartanto, and Woosong Kim, “A Lattice-Based Monte Carlo Evaluation of Canada Deuterium Uranium-6 Safety Parameters”, Nuclear Engineering and Technology, Available online 14 March 2016.
6. Yonghee Kim and Donny Hartanto, “A high-fidelity Monte Carlo evaluation of CANDU-6 safety parameters”, <https://www.researchgate.net/publication/266676164>, Conference Paper, April 2012.
7. W. Rosenstein, “Neutron scattering kernels in pronounced resonances for stochastic Doppler effect calculations”, Ann. Nucl. Energy 23 (1996) 441e458.
8. B. Becker, R. Dagan, G. Lohnert, “Proof and implementation of the stochastic formula for ideal gas, energy dependent scattering problem”, Ann. Nucl. Energy 36 (2009) 470-474.
9. R. Dagan, B. Becker, D. Roubtsov, “Evaluation of the CANDU 6 neutron characteristics in view of application of the resonance dependent scattering kernel in MCNP(X)”, Prog. Nucl. Sci. Technol. 2 (2011) 782-787.  
R. Dagan, B. Becker, “Implementation of the Resonant Scattering Kernel in Monte Carlo Codes”. Disponible en: [http://www.nea.fr/dbform/data/eva/evatapes/jeff\\_31/Resonant-Scattering-Kernel-Dagan/](http://www.nea.fr/dbform/data/eva/evatapes/jeff_31/Resonant-Scattering-Kernel-Dagan/)

# Safety Enhancement of Research Reactors Based on Safety Review

Perrin, C.

Presentado en: International Conference on Research Reactors: Addressing Challenges and Opportunities to Ensure Effectiveness and Sustainability.  
Buenos Aires, Argentina, 25 al 29 de noviembre de 2019



# SAFETY ENHANCEMENT OF RESEARCH REACTORS BASED ON SAFETY REVIEW

Perrin, C.

Nuclear Regulatory Authority, Argentina

[cperrin@arn.gob.ar](mailto:cperrin@arn.gob.ar)

**Abstract.** The Nuclear Regulatory Authority (ARN) was established as an autonomous body reporting to the President of Argentina by Act 24,804 known as the Nuclear Activity National Act, which came into force on April 25, 1997, and is empowered to regulate and control the nuclear activity with regard to radiation and nuclear safety, physical protection and nuclear non-proliferation issues. It must also advise the Executive on issues under its purview.

The objective of the ARN is to establish, develop and enforce a regulatory system applicable to all nuclear activities performed in Argentina.

The construction, commissioning, operation and decommissioning, as well as important modifications of nuclear reactors, shall be previously authorized and licensed by the ARN.

The ARN controls seven research reactors: three research reactors in operation, one under construction, two critical facilities in operation, and one critical facility under decommission.

The operation licenses for research reactors and critical facilities, issued by the ARN, have a fixed validity.

As a condition to renew the operation license, the regulatory authority requires the operating organization to perform a comprehensive safety review.

This review process shall be done in accordance with a specific guide, prepared by the ARN.

This requirement was established for the first time in a staggered way, selecting the research reactor RA0 as the first step.

This document describes in general terms the guide for the safety review, and presents the most relevant results arising from its application to the case of the RA-0 research reactor.

**Key Words:** Safety review, Research Reactors, Safety guide.

## **1. Introduction**

As the competent national authority for radiological and nuclear safety, physical security and control of the use of nuclear materials, licensing and control of nuclear facilities, international safeguards and transport of nuclear materials, the Nuclear Regulatory Authority (ARN) grants authorizations, licenses or permits, corresponding to practices associated with radiation sources, and controls and supervises that those responsibilities for each practice comply with the standards and other regulatory documents issued by the ARN.

The regulatory standards establish that a license granted by ARN is required for the construction, commissioning, operation, and decommissioning of research reactors.

The operation license of the research reactors has a limited validity, typically 10 years, and for its renewal it is required the operating organization to perform a comprehensive safety review.

In order to regularize the processes of safety reviews, a guide for research reactors was drawn up (Reference 1), in agreement with the operating organizations, taking as a reference the IAEA SSG-25 Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants (Reference 3). At present there is no standard that regulates the safety review as a condition for renewing the Operating License. This requirement is included in the draft of the new standard for licensing of research reactors.

The aforementioned guide was presented to the responsible entities and operators before being issued, was discussed with the appointed reviewers, and was included into the annual retraining plans for the staff of the reactors.

## **2. Brief description of the guide**

### **SCOPE**

It applies to the recommendations for the planning and development of radiological and nuclear safety reviews, and to the implementation of the safety improvement plan arising from this review.

It covers recommendations for heterogeneous reactors with a power of a few tens of MW, in special cases additional recommendations could be applied, and includes recommendations in relation to the application of the graded approach.

### **THEMES AND FACTORS**

- ✓ Structures, systems and components (ESC): design, physical conditions and aging, technical information



- The design review should permit to determine whether the relevant design characteristics of the installation comply with the standards defined as a reference for the review.
- The review of the physical conditions and aging should permit to evaluate the degradation of ESC, determining whether any deterioration is observed that might affect the fulfilling the safety related functions.
- The review of the technical information of safety-related ESC consists of determining the existence of an adequate set of updated technical information (manuals, plans, technical specifications, etc.).

✓ Safety: classification of ESC, safety assessment, radiological assessment.

This subject includes the revision and update of the safety report. In addition to updating the descriptive information on the site and systems, the following factors should be emphasized: ESC classification, safety analysis (deterministic and probabilistic) and radiological impact.

- The revision of the classification of ESC includes the reassessment of the assignment of safety classes, in accordance with a specific methodology, the identification of requirements for each class and comparison with the original requirements. For this task, the methodology presented in the guide "Classification of Esc's for Research Reactors", indicated in Ref. 2, should be used.
- For the review of radiological impact in normal and accident scenarios, the source term and exposure pathways should be re-evaluated., updating the impact on workers and the public.
- For the review of the safety analysis, the postulated initiating events, the deterministic and probabilistic analyses should be re-evaluated in the light of the modifications suffered at the facility, new experiences, effects of ageing, and new regulatory criteria.

✓ Management: organization, qualification and training of personnel, safety management, tasks management

- The organization's review evaluates the availability and effective participation of support groups necessary for safe operation, and the adequate provision of infrastructure, resources and independent control by the operating organization.
- The review of staff qualification and training evaluates the adequate availability of sufficient and qualified staff to fill the different positions and replacements, and the programs for staff qualification and training.
- The review of safety management aspects evaluates the treatment carried out for the detection, recording, analysis and adoption of corrective measures, in relation to abnormal situations and events with impact in safety.
- The review of the management of tasks or activities evaluates the content and updating of the plant manuals: operations, maintenance, radiological protection, emergencies and quality management.

✓ Justification of the activities: Use of the facility

This topic includes the review and evaluation of aspects related to the use of the installation, during a certain period of time, with the objective of detecting a possible underutilization and verifying its justification.

## STAGES

- Planning: includes the preparation of the review plan by the operating organization, containing the project organization and the appointment of the coordinator. This stage would also include the necessary interaction with regulatory authority for the presentation and acceptance of the plan.
- Review: includes all the reviews and evaluations established in the review plan, the issuance of partial evaluation reports, and the issuance of the final evaluation report. These reviews and evaluations have the main objective of diagnosing the factors. Consideration should also be given to the evaluation of information related to future uses and applications, as available, and their implications for safety.
- Implementation: based on the evaluation reports, and taking into account the categorization of the findings (indicated in the same report), an implementation plan should be prepared to correct them within a limited period of time. The implementation period should not exceed three years.

### **3. Application example**

The first case of application of the safety review process is being developed on the RA-0 research reactor, Argonaut type, zero power, located in the engineering faculty of the National University of Córdoba.

In October 2014 the ARN granted a new Operation License, valid for three (3) years, wherein the performance of an integral safety review was included as a requirement for renewal.

In particular, the following was required:

- Submit to the ARN the Review Plan, 2 (two) years before the expiration date of the License.
- Submit to the ARN the Review Report, 1 (one) year before the expiration date of the license.
- Submit to the ARN the Implementation Plan, 4 months before the expiration date of the license.

The Operating Organization submitted the documentation required by the ARN, within the time limits set out in the license, and in accordance with the review guide.

From the beginning of the process until the approval of the Implementation Plan there was a permanent exchange of information and periodic meetings between the ARN and the operating organization, to discuss the scope of the documents, the results of the reviews, and the measures planned in the Implementation Plan.

In October 2017 the ARN issued a new Operating License, valid for three (3) years, subject to compliance with a set of requirements related to the corrective actions indicated in the approved Implementation Plan.

In the new License, it was established, as a condition for renewal, that the ARN must consider the aforementioned requirements to have been met, and must accept the results of the commissioning corresponding to the planned modifications to the facility.

The most relevant findings from the review were as follows:

- Physical condition of ESC: Design, physical condition and ageing, documentary backup
  - Masonry shields out of seismic specifications.
  - Floors deterioration.
  - Obsolescence of nuclear, radiation protection, conventional and safety instrumentation.
  - Power supply system out of industrial standards.
  - Frequent equipment failures affecting availability.
  - Incomplete or out-of-date technical documentation.
- Safety: Qualification, Safety assessment, Radiological assessment.
  - Lack of ESC safety classification
  - Outdated safety report
- Management: organization, qualification and training of personnel, safety management, task management.
  - Absence of independent audits to the management system.
  - Absence of training of staff in management issues.
  - Absence of a formal methodology for safety management.
  - Outdated or incomplete plant manuals
- Justification of the activities: Use of the facility
  - Insufficient utilization

The most relevant corrective actions set out in the Implementation Plan are as follows:

- Complete instrumentation replacement
- Redesign and reinforcement of biological shields
- Floor repair
- Power system replacement
- Update of the safety report
- Update of plant manuals (Operation, Maintenance, Radiation Protection, Emergencies)
- Drafting of a procedure for safety management
- Increasing of activities using the reactor (education, training)
- Annual audits to the management system
- Training of staff personnel on management issues

#### **4. Conclusions**

The comprehensive safety review has proven to be an effective tool for detecting weaknesses, updating and improving the safety of research reactors.

The use of a guide for the planning, development and implementation of corrective actions has allowed:

- share criteria between the operating organization and the regulatory body,
- facilitate the development of the process, because of the detailed description of scope, contents and stages,
- homogenize the safety review process for different operating organizations (National Atomic Commission, Universities),
- allow an adequate control by the regulatory body.

## **Appendix 1: References**

- [1] PERRIN, C. IT\_103\_2015 “Guide for safety review of research reactors”, Nuclear Regulatory Authority, Argentina (2015).
- [2] Draft Regulatory Guide “Classification of ESC’s for Research Reactors”.
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY Specific Safety Guide No. SSG-25, “Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants”.



# Uso del modelo de la Central Nuclear Embalse con RELAP5: comparación con resultados de la puesta en marcha para un disparo de turbina al 80% de plena potencia

Ugarte, R.; Lazarte, A.I. y Moreno, L.M.





# USO DEL MODELO DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE CON RELAP5: COMPARACION CON RESULTADOS DE LA PUESTA EN MARCHA PARA UN DISPARO DE TURBINA AL 80% DE PLENA POTENCIA

## USE OF EMBALSE NPP MODEL IN RELAP5: COMPARISON WITH RESULTS OF A TURBINE TRIP AT 80% FULL POWER DURING COMMISSIONING

Ugarte, R.; Lazarte, A.I. y Moreno, L.M.

*Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Av. Del Libertador 8250, CABA C1429PNB  
[rugarte@arn.gob.ar](mailto:rugarte@arn.gob.ar); [alazarte@arn.gob.ar](mailto:alazarte@arn.gob.ar); [lmoreno@arn.gob.ar](mailto:lmoreno@arn.gob.ar)*

**Palabras Clave:** Central Nuclear Embalse, RELAP5, Disparo de Turbina.

**Resumen.** En el marco de la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse (CNE), ARN ha desarrollado un modelo termohidráulico con cinética puntual de la planta completo en RELAP5 mod. 3.3 patch4 con el fin de simular accidentes dentro de la base de diseño. Este modelo se utiliza para verificar, de manera independiente, el comportamiento de la planta en la etapa de puesta en marcha para distintos escenarios planteados en el diseño. Uno de estos escenarios corresponde al disparo manual de turbina con el reactor operando al 80%PP. Para verificar la respuesta del modelo, se efectuaron simulaciones del disparo manual de turbina para luego comparar resultados con mediciones observadas en la planta durante el mismo escenario. Se representó el cambio de estado desde el 80%PP hasta la bajada de potencia al 50%PP (estabilizada). Las evoluciones proyectadas por el modelo reproducen la progresión de los parámetros medidos por la planta y se comportan de acuerdo a lo esperado por diseño.

**Abstract:** Within the framework of the life extension of Embalse Nuclear Power Plant (CNE), ARN has developed a thermohydraulic model with punctual kinetics of the complete plant in RELAP5 mod. 3.3 patch4 aiming to simulate accidents within the design base. This model is now being used to verify the expected behavior of the plant at the commissioning stage and independently verify that the response of the plant for different scenarios is that expected by design. One of these scenarios corresponds to the manual turbine firing with the reactor operating at 80% of full power. To verify the response of the model, the results for manual turbine trip were modeled, simulated and compared with the results observed in the plant. The objective of this comparison is to verify that the important thermohydraulic parameters of the plant and the predictions from the model are consistent. The change of state was simulated from 80% until the power drop to 50% of full power (stabilized). Comparison showed that the evolution of relevant process parameters from the model are consistent with that of the parameters measured in the plant and that these evolve as expected by design.

## 1. INTRODUCCIÓN

La Central Nuclear Embalse (CNE), del tipo CANDU6, se encuentra finalizando la etapa de puesta en marcha luego del proceso de reacondicionamiento. Como parte de los estudios a realizar durante el proceso, se encuentran la actualización y las verificaciones del análisis de seguridad. A la solicitud de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), el operador tuvo que realizar un conjunto de pruebas funcionales, las cuales incluyen transitorios de potencia en distintos estados. Los datos de planta generados en estos transitorios fueron utilizados para validar el modelo de planta completamente independiente con el que cuenta la ARN.

Para el desarrollo de esta tarea se utilizó el código de sistemas RELAP5 mod3.3 patch 4, distribuido por la Comisión Regulatoria Nuclear de los Estados Unidos (US-NRC) y de la interfaz gráfica SNAP2.5.8 (también distribuida por la US-NRC). El código de cálculo RELAP5 es utilizado muy ampliamente en la industria nuclear, tanto por reguladores como por diseñadores, por lo que existe una gran experiencia de uso y de validación del mismo ([Fletcher et al. 2010](#)).

El objetivo principal de este desarrollo es generar conocimiento sobre el comportamiento de la CNE frente a distintos eventos y proveer una herramienta para realizar cálculos independientes a los del diseñador y operador de la CNE. El modelo validado puede ser utilizado para proveer información del comportamiento de la planta sobre diversos eventos postulados.

En este marco, el presente trabajo analiza un disparo manual de turbina al 80%PP. Este escenario, conduce a que el vapor sea desviado al condensador en vez de ir a la turbina, y se dé un escalonamiento hacia una potencia menor. El evento se caracteriza por una rápida despresurización del sistema primario de transporte de calor (SPTC) y la llegada a un nuevo estado estacionario al 50% de potencia.

El objetivo de este trabajo es validar el comportamiento de la planta según el diseño para este escenario.

## 2. MODELO DE LA CENTRAL NUCLEAR

La CNE, tendrá luego de la extensión de vida, una potencia térmica de 2064 MW en condiciones nominales y una presión de 100 bar. El núcleo consiste en 380 canales con elementos combustibles dispuestos horizontalmente. El SPTC tiene dos circuitos cerrados de refrigeración en forma de “8”. Estos circuitos, si bien son independientes, se encuentran interconectados en varias ubicaciones. Una descripción extensa del funcionamiento y de los componentes de un CANDU6 puede encontrarse en (<https://canteach.candu.org>).

El SPTC contiene las cañerías de transporte del refrigerante, cuatro generadores de vapor verticales (GVs), cuatro bombas principales, cuatro colectores de entrada y cuatro colectores de salida. Entre las ramas calientes de cada circuito se encuentran dos líneas de interconexión o de “by-pass” cuyo objetivo es mantener la estabilidad en el SPTC. Un esquema del SPTC se muestra en la Figura 1. La temperatura de entrada al núcleo oscila entre 260°C y 267 °C y egresa a aproximadamente 309°C, como una mezcla bifásica con un contenido bajo de vapor. El caudal de circulación por lazo es ligeramente superior a 2100 kg/s.

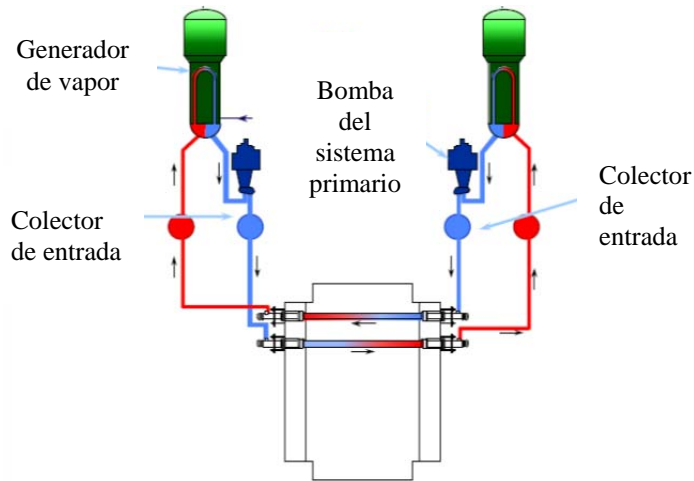


Figura 1: Esquema un circuito de refrigeración del SPTC de un CANDU6.

En cada uno de los canales o tubos de presión se encuentra el combustible, el refrigerante entra y sale por tubos de alimentación (denominados “feeders”) que llevan o toman el refrigerante desde o hacia un colector. Adicionalmente, en el SPTC existen conexiones con el sistema de control de presión, el sistema de purificación, el sistema de control de inventario (F&B), el sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo (ECCS) y el sistema de refrigeración de parada (SEP). A continuación, se describe resumidamente la implementación de cada uno de estos sistemas, los detalles del modelo pueden ser encontrados en ([Lazarte et al. 2015](#)).

## 2.1. Sistema primario de transporte de calor

La Figura 2 muestra un esquema del modelo en RELAP5 del SPTC. Las cuatro bombas principales fueron modeladas usando bombas tipo “Bingham”. El sistema de control de presión consiste en el presurizador con los correspondientes calefactores, el tanque desgasificador con las válvulas de alivio de vapor y las válvulas de descarga de alivio líquido del SPTC hacia el desgasificador.

El núcleo de la CNE se modeló en 5 zonas hidráulicas equivalentes por circuito y cada zona corresponde a dos canales promedios, dando un total de 20 canales (Ver [Lazarte et al. 2015](#)).

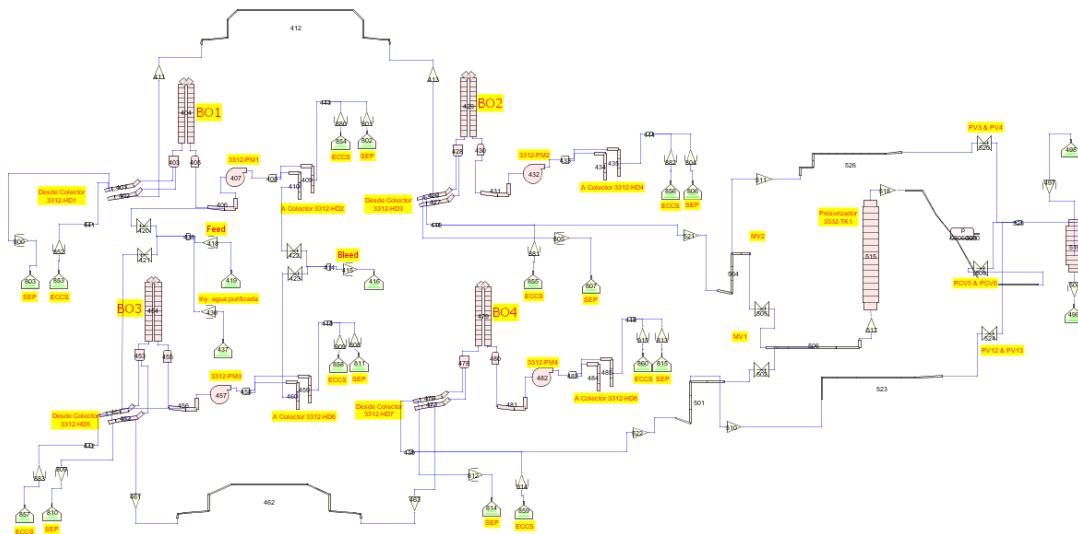


Figura 2: Esquema de la nodalización del SPTC del modelo de la CNE.

## 2.2. Sistema secundario

El modelo contiene gran parte del sistema secundario de planta, aunque se han realizado un conjunto de simplificaciones en algunos componentes. Este sistema consiste en: las líneas de agua de alimentación (incluyendo bombas de alimentación principal y auxiliar), GVs, líneas de vapor vivo, válvulas reguladoras de nivel de los GVs, válvulas de admisión al condensador (CSDV) y válvulas de admisión a turbina (TGV). También se cuenta con válvulas de seguridad (MSSV) y las válvulas de alivio a la atmósfera (ASDV). La turbina, el normal y de emergencia y el condensador son asumidos como condiciones de contorno.

El ingreso del agua de alimentación a los GVs se produce mediante un conjunto de válvulas reguladoras por cada línea de alimentación. Un esquema de una de las cuatro líneas del sistema de agua de alimentación y vapor incluidos en el modelo de planta se muestra en la Figura 3:

La lógica de control de nivel de los GVs se realizó siguiendo los pasos que se ejecutan en la computadora de procesos para establecer cuál debe ser la posición del vástago de la válvula de regulación.

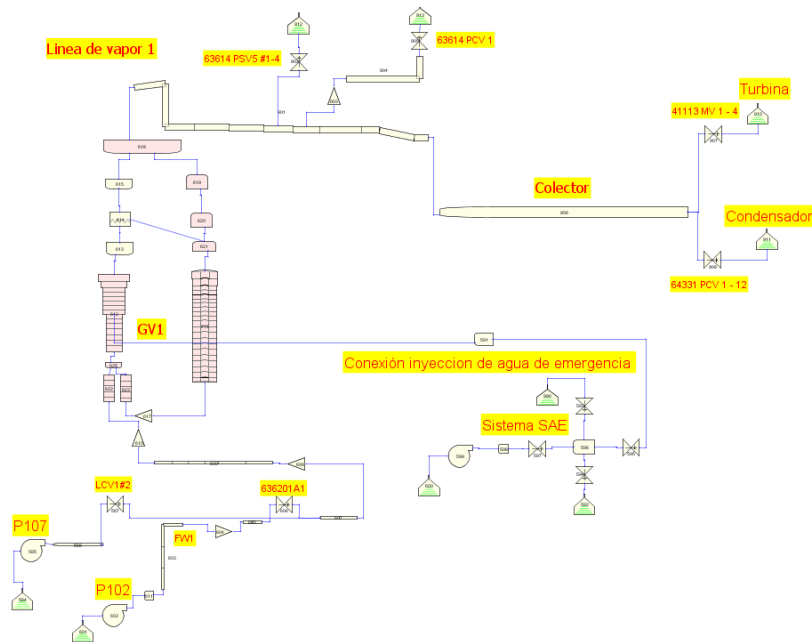


Figura 3: Circuito secundario: una línea de agua de alimentación, GVs, y la correspondiente de vapor.

## 3. SIMULACIÓN DEL TRIP DE TURBINA

Para realizar la simulación se utilizó el dato de la evolución de la potencia monitoreada por la planta. Se asumió que en la evolución de la potencia se encuentra embebida la información de la respuesta neutrónica de la planta y se accionó el cierre de la válvula de descarga a turbina en el mismo instante en que ocurrió en la planta. La Figura 4 muestra esquemáticamente la posición de las válvulas en el sistema secundario correspondiente al modelo.

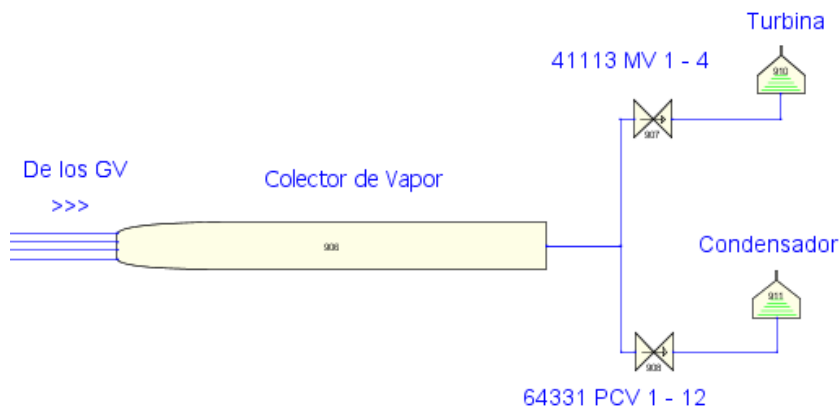


Figura 4: Esquema de la conmutación de válvulas turbina condensador.

En el momento en que ocurre el disparo de turbina se produce en forma simultánea el cierre de las válvulas 41113 y la apertura de las válvulas de admisión al condensador 64331. Esto ocurre como acción del control de planta.

Al reducirse el caudal de vapor, las extracciones usadas en el precalentado del agua de alimentación disminuyen, por lo que la temperatura del agua de alimentación decrece durante el evento. Esto se verifica en las mediciones de planta. De este modo se asume una condición de contorno utilizada en el modelo de la temperatura de agua de alimentación, idéntica a los datos tomados en la planta durante el transitorio.

Entre las hipótesis generales del modelo se considera un reactor con núcleo envejecido (4015 DPP) y no se da crédito al modelo del sistema de regulación de potencia del reactor (RRS) ya que esta información está embebida en la evolución de la potencia.

Se listan a continuación las condiciones iniciales y de contorno implementadas en el modelo para este evento:

- Se considera la inercia térmica de las cañerías y componentes más importantes del Sistema primario y del sistema secundario.
- La potencia inicial del transitorio es 80% PP.
- De abrirse las válvulas MSSV, fallan al ser demandadas 8 de las 16. (Esta es una aplicación de un criterio conservativo)
- Se le da crédito al “stepback”
- Se toman como condiciones de borde la temperatura de agua de alimentación (mediciones de planta) y un valor de presión constante en el condensador.

### 3.1. Estado estacionario y modelado del disparo manual de turbina

La simulación y evolución de la planta ante un evento determinado, depende de las condiciones iniciales de planta en el instante en que se produce la falla. Por lo tanto, la primera parte de la evolución de la planta (en el análisis) corresponde a la planta en estado estacionario, donde se verifican en todos los casos (en los primeros instantes de la simulación) los valores de los parámetros de planta relevantes y las condiciones iniciales con una simulación del estado estacionario del modelo. Los apartamientos entre ambos valores, son analizados.

#### 4. EVOLUCIÓN DEL TRANSITORIO

Aquí se describe la evolución del evento y los fenómenos más relevantes para un disparo manual de turbina. Luego de ocurrido el disparo de turbina, se produce una disminución escalonada de la potencia, el valor de referencia del reactor es controlado directamente por medio de la señal de reducción, y se pasa al modo alternativo. El aspecto más destacado del evento es la acción del sistema de control de planta para bajar la potencia desde el 80% al 50%, conmutando la descarga de vapor vivo desde la turbina hacia el sistema condensador.

Para la comparación de resultados entre los datos de planta y los resultados obtenidos en la simulación, se estudió la evolución de la presión y la temperatura en el SPTC, niveles de los GV, el nivel del Presurizador, Presiones en los GV y la apertura de las válvulas de descarga a condensador. El análisis de la presión y la temperatura del SPTC se realizó en el HDR1. El análisis de los parámetros involucrados con el sistema secundario se realizó sobre el GV1. Estos datos se muestran en la Tabla 1.

Parámetro	Est. Estac. 80% PP		Est. Estac 50% PP	
	Medición Planta	Estimación Modelo	Medición Planta	Estimación Modelo
Presión Inlet Header [kg/cm <sup>2</sup> ]	114,5	114,5	113,3	113,0
Presión Outlet Header [kg/cm <sup>2</sup> ]	100,9	101,3	99,7	99,7
Nivel del Presurizador [m]	6,6	6,5	5,2	5,4
Presión en los GV [kg/cm <sup>2</sup> ]	47,0	46,9	46,6	46,8
Nivel de los GV [mm]	933	866	488	25
Apertura de válvulas de By-Pass al condensador [%]	0,0	0,0	42,2	32,5

Tabla 1: Características principales del evento sobre los distintos sistemas.

En términos generales, un disparo de turbina corresponde al cierre de las válvulas de gobierno el cual lleva al accionamiento del “Step back” (un salto de potencia hacia una potencia menor) realizado por el sistema de control de la planta. Se espera que la planta luego de esta acción, pase a un estado de potencia menor y se mantenga en este estado en forma estable. Esto refleja la capacidad de la planta para el control de la potencia.

La Figura 5 muestra la evolución de la potencia, extraída de los datos de planta para realizar el análisis. En esta figura se presenta la potencia neutrónica en función del tiempo. La potencia utilizada para el análisis fue la potencia lineal, la cual contiene variabilidades temporales de mayor rapidez, comparables con la velocidad de variación de los parámetros del SPTC.

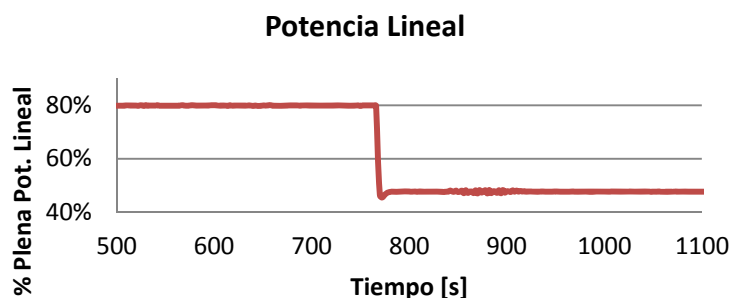


Figura 5 Determinaciones de Potencia lineal por parte de planta

En el momento en que se produce el disparo de turbina, el sistema de control de planta acciona el salto de potencia desde el 80%PP hacia el 50%PP mediante el “step-back”. Como consecuencia de la bajada de potencia, el sistema de control del sistema secundario produce la descarga de vapor al condensador, el cual despresuriza el GV produciendo un enfriamiento rápido del sistema primario. De esta manera la presión en el SPTC baja y lo hace a la misma velocidad que baja la potencia térmica.

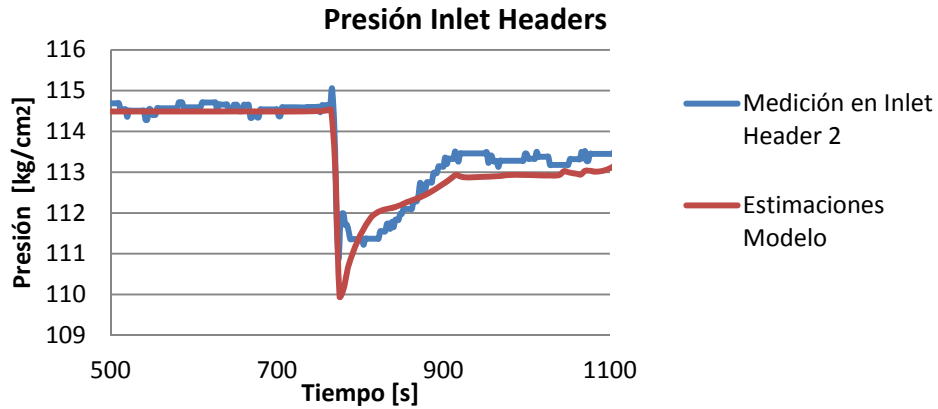


Figura 6. Evolución de la Presión en los Colectores de Entrada del SPTC.

Las diferencias en el transitorio se atribuyen a las simplificaciones realizadas en los controles de presión y del nivel del generador de vapor y a la presión constante en el condensador asumida como condición de borde en esta simulación.

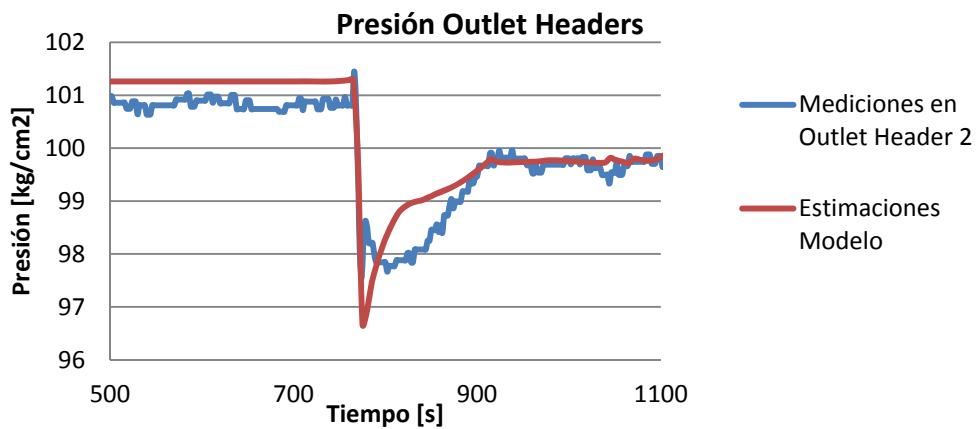


Figura 7. Evolución de la Presión en Colectores de Salida del SPTC.

Aun después de la bajada de potencia, la presión aumenta como consecuencia de la energía generada por los productos de fisión, (Figura 6 y Figura 7) haciendo que la presión suba nuevamente hasta alcanzar un valor de equilibrio como consecuencia de la acción del control de presión a través del presurizador, según se muestra en la Figura 8.

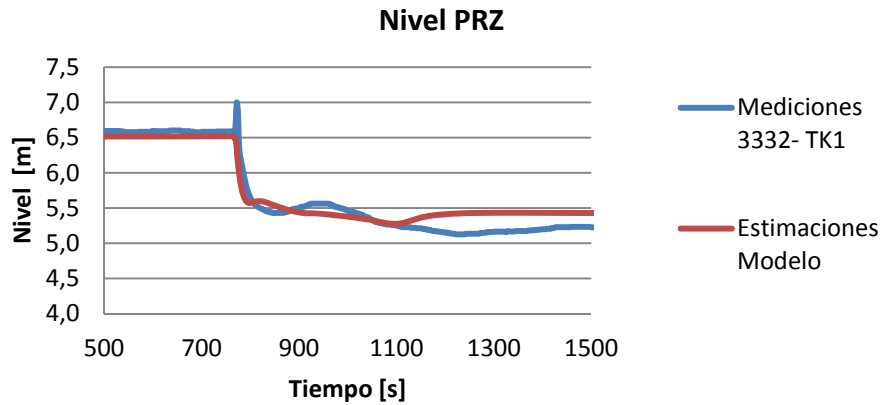


Figura 8. Evolución del Nivel en el Tanque del Presurizador.

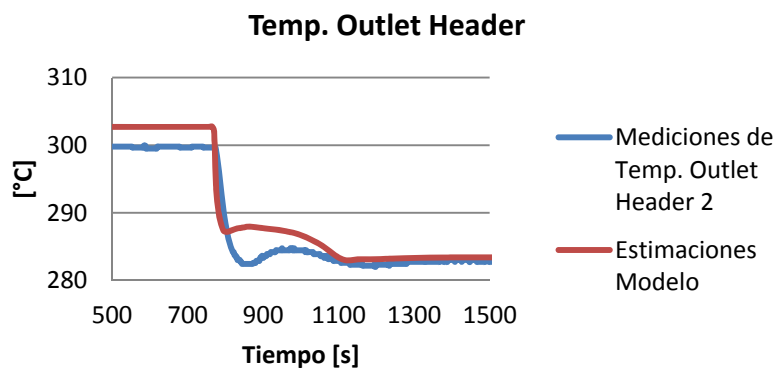


Figura 9. Evolución de la temperatura en los colectores de salida del SPTC.

En la Figura 9 se observa la evolución de la temperatura del SPTC correspondiente a un colector de salida. En el resto de los colectores el comportamiento es similar. Al producirse la bajada de potencia y la extracción de calor repentina del sistema secundario, hace que la temperatura del SPTC baje al ritmo de la presión.

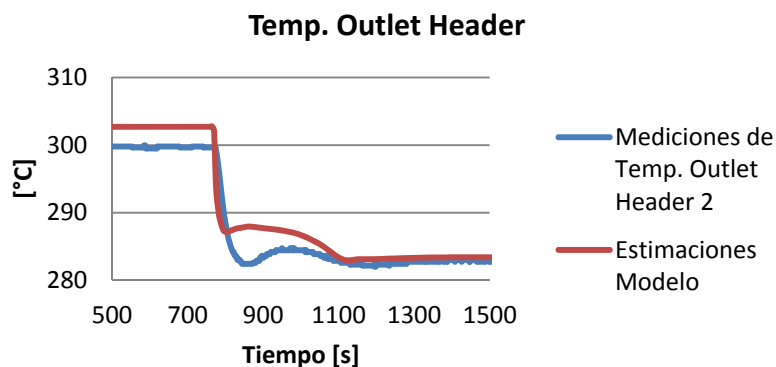


Figura 9. Evolución de la temperatura en los colectores de salida del SPTC.

Finalmente se muestra la evolución del nivel del GV. La primera parte (entre 0 y 700 seg.) corresponde al estado estacionario antes de producirse el disparo manual de turbina. Luego el nivel baja como consecuencia de la despresurización del GV al producirse la conmutación de la descarga de vapor desde la Turbina hacia el condensador.



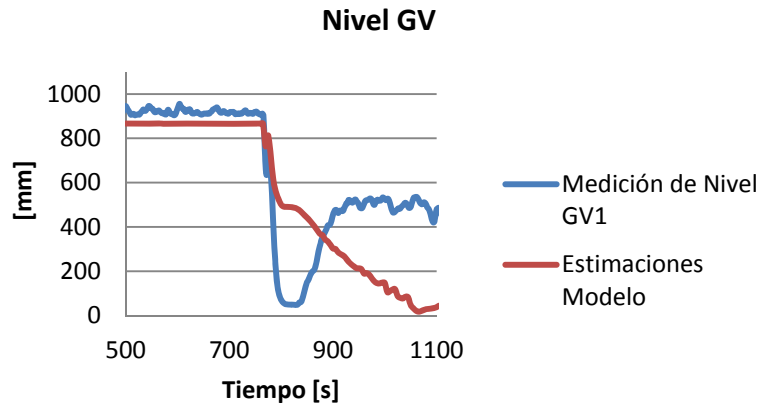


Figura 10. Evolución del Nivel de los Generadores de Vapor.

En los primeros instantes (Figura 10) la predicción del modelo es similar pero luego se aleja del valor de planta. Esta diferencia se justifica en que para el modelo se utilizó una condición de contorno de presión constante de  $1 \times 10^5$  Pa para el condensador, mientras que en la planta la presión del condensador varía a medida que va perdiendo vacío.

La Figura 11 muestra el comportamiento predicho por el modelo de las válvulas de descarga a turbina y la de descarga al condensador en el momento del disparo de turbina. En la Figura 12 se muestra la comparación de la apertura de la válvula de descarga al condensador contra los datos de planta.

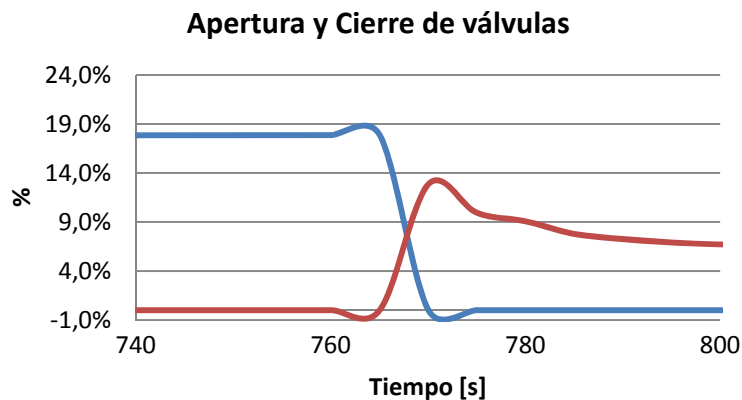


Figura 11 Conmutación de la descarga de vapor desde turbina (en azul) hacia el condensador (en rojo) observada en la corrida de simulación.

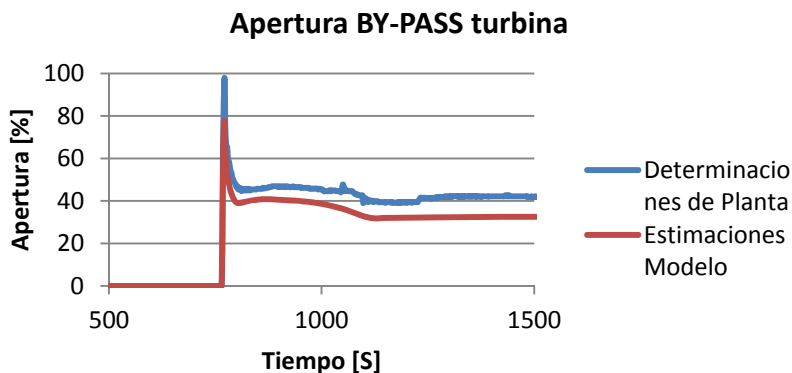


Figura 12. Evolución de la apertura de las Válvulas de descarga al condensador.

## 5. CONCLUSIONES

Se presentó el desarrollo, estudio y resultados de un evento de disparo de turbina manual de la CNE. Se realizó una validación con resultados de planta suministrados por NA-SA, manifestando que los valores de los parámetros de procesos analizados, las tendencias y los tiempos característicos de la evolución son coincidentes con los valores registrados en la planta.

Los resultados obtenidos se corresponden con los datos de planta lo que demuestra que el modelo realizado por ARN tiene el alcance necesario para realizar análisis del comportamiento de la planta para un disparo manual de turbina. Los sistemas de control de potencia en conjunción con los sistemas de proceso, muestran su capacidad de mantener el núcleo refrigerado y estable durante el tiempo de análisis.

## AGRADECIMIENTOS

Se agradece la participación del CIMEC (Centro de Investigación de Mecánica Computacional) en el desarrollo del modelo utilizado para este trabajo. También a la colaboración brindada por personal de NA-SA para proveer información adicional requerida. Y al Ing. Walter Peralta por el apoyo en el suministro de datos de planta.

## 6. REFERENCIAS

- Fletcher, C.D., Schultz, E., United States Nuclear Regulatory Commission, RELAP5/MOD3.3 Code manual, 1-8, by Information Services Laboratory Inc., Nuclear Safety Analysis Division, 2010.
- Naundorf, D., Yin, J., Petruzzi, A., Kovtonyuk, A., NUREG/IA-0247 International Agreement Report RELAP5 Simulation of Darlington Nuclear Generating Station Loss of Flow Event, 2011.
- Lazarte A.I., Schiliuk N., Guala M.V., Modelo de la Central Nuclear Embalse con relap5: aplicación para un disparo de turbina. Conferencia AATN 2015.
- Corzo S.F., Guala M.V., Lazarte A.I., Modelo de la central nuclear Embalse con RELAP5: Accidente de pérdida de refrigerante en la tubería de aspiración de una de sus bombas. XXIII Congreso de Métodos Numéricos y sus Aplicaciones (ENIEF), La Plata, 2017.
- Corzo S.F., Guala M.V., Lazarte A.I., Estudio Termo-hidráulico de la pérdida del suministro eléctrico externo en la Central Nuclear Embalse utilizando RELAP5. Asociación Argentina De Tecnología Nuclear (AATN), Buenos Aires, 2017.
- Corzo S.F., Schiliuk N., Lazarte A.I., Modelo de la Central Nuclear Embalse con RELAP5: Rotura de línea de vapor dentro de la contención. Asociación Argentina De Tecnología Nuclear (AATN), Buenos Aires, 2016.

## **PARTE II**

### **Resúmenes de publicaciones en revistas**



# CORRESPONDENCE BETWEEN ATOMIC LEVELS LS AND jj COUPLINGS\*

Di Rocco, H.O.; Aguiar, J.C.<sup>1</sup>

<sup>1</sup> Autoridad Regulatoria Nuclear  
Argentina.

## Abstract

His work aims at determining the correspondence between LS and jj couplings for some typical configurations without explicitly calculating level energies. To understand this article, an introductory course on quantum mechanics and an intermediate-level text on atomic physics are sufficient. Our method is based on a simple parallel analysis of Breit schemes and complex atom formation genealogy, by means of one-electron quantum numbers.

---

\* Publicado en: Spectroscopy Letters; vol. 52, no. 3-4, p. 175-182, 2019.

# DOES THE USE OF REFERENCE ORGANISMS IN RADIOLOGICAL IMPACT ASSESSMENTS PROVIDE ADEQUATE PROTECTION OF ALL THE SPECIES WITHIN AN ENVIRONMENT?\*

Amado, V.A. et al.

Autoridad Regulatoria Nuclear  
Argentina.

## Abstract

Non-human biota in radiological risk assessment is typically evaluated using Reference Organisms (ROs) or Reference Animals and Plants (RAPs), for all exposure situations. However, it still remains open whether the use of an increased number of species would improve the ability to demonstrate protectiveness of the environment. In this paper, the representativeness of a broader list of fauna is tested in terms of the geometrical characteristics and habits for radiological risk assessments in the case of routine discharges from a nuclear installation: the Cadarache centre. A list of terrestrial animal species, compiled from ecological inventories carried out around it was evaluated. A first survey around the centre inventoried >400 terrestrial fauna species, which were then filtered to reduce the number to 28 species for which dose assessments were carried out. Despite the differences between geometries for those site-specific species and the ROs (including RAPs), the absorbed dose rates calculated for both were very close (within a factor of two). Regardless of the studied organism, the absorbed dose rates calculated for the discharge scenario were mainly related to internal exposure, particularly for tritium ( $^3\text{H}$ ) and carbon 14 ( $^{14}\text{C}$ ), showing that there would be an acceptable dose rates difference between species from the same organism group. Additionally, sensitivity analyses were conducted to determine if the use of generic, predefined ROs was enough to assure an adequate protection of endangered species. It was observed that for every radionuclide the difference between assessments for site-specific species and ROs are unlikely to exceed a factor of 3. Hence, the result of this evaluation indicates that the use of generic ROs for non-human biota radiological risk assessment covers sufficiently other species, including endangered ones.

---

\* Publicado en: Science of the Total Environment; vol. 658, p. 189–198, 2019.

## **PARTE III**

### **Publicaciones de la ARN**





# Modelo para estimar la dosis efectiva a miembros del público debido a las descargas líquidas de la Central Nuclear Embalse

Amado, V.A. y López, F.O.



# MODELO PARA ESTIMAR LA DOSIS EFECTIVA A MIEMBROS DEL PÚBLICO DEBIDO A LAS DESCARGAS LÍQUIDAS DE LA CENTRAL NUCLEAR EMBALSE

Amado, V.A. y López, F.O.

Autoridad Regulatoria Nuclear  
Argentina

## I. RESUMEN

En este trabajo se propone un modelo para la evaluación de la dosis a los miembros del público más expuestos, debido a las descargas líquidas de la Central Nuclear Embalse (CNE). El mismo se basa en el modelo empleado actualmente en la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), Dosis Líquida [1], que utiliza los modelos del SRS N°19 del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) [2].

Debido a las condiciones meteorológicas de la zona es necesario recurrir al riego artificial para llevar adelante la producción de alimentos. En forma conservativa se considera que el agua de riego proviene del lago Embalse de Río Tercero; por consiguiente, la concentración de radionucleidos en vegetales y frutas tendrá una contribución adicional debido a las descargas líquidas. Por esta razón, en el 2009 se actualizó el Modelo Dosis Líquida para tritio; incorporándole la vía de ingestión debido a vegetales y frutas regadas con agua del Lago Embalse de Río Tercero. En el modelo propuesto en este trabajo se extiende la incorporación de esta vía a todos los radionucleidos y se actualizan los valores del factor de bioacumulación en pescado, del coeficiente de distribución agua dulce - sedimentos, y de los factores dosimétricos por ingestión e irradiación externa de acuerdo a las referencias vigentes [2, 3, 4, 5]. Adicionalmente se incorpora el C-14 a los radionucleidos disponibles para evaluar.

## II. INTRODUCCIÓN

### II.1 Persona Representativa

La estimación de la dosis efectiva a miembros del público se realiza mediante el concepto de persona representativa definido en [6].

La persona representativa “hipotética” (PRH) adoptada para las descargas líquidas de CNE es un adulto ubicado a orillas del lago Embalse de Río Tercero, a 1 km del punto de descarga [7].

La persona representativa “real” (PR) considerada, es una familia que vive en el Club Náutico de Río Tercero, ubicado a 1,5 km aproximadamente de la central y en dirección NE.

Si bien se definió la ubicación precisa de la persona representativa en cada caso, para este modelo resulta irrelevante puesto que considera que la dilución en el lago es completa [2]. En este caso, la diferencia entre la PRH y la PR está en el porcentaje de alimentos consumidos de producción local. Para la PRH se asume que el 100% del consumo de vegetales y fruta proviene de la zona [7]; mientras que para la PR este porcentaje se reduce al 50%. Estos porcentajes son consistentes con los considerados en el modelo empleado actualmente por la ARN para la evaluación de la dosis efectiva a miembros del público debido a las descargas gaseosas.

## II.2 Vías de Exposición

El modelo propuesto considera las siguientes vías de exposición:

- Ingestión de agua del lago.
- Ingestión de pescado.
- Ingestión de vegetales de hoja y frutas, regadas con agua del lago.
- Irradiación externa por exposición a los sedimentos de la orilla (ésta es la más relevante, si bien existen otras vías de exposición como la inmersión en las aguas del lago).

En este modelo no se considera la componente de la vía de ingestión de vegetales de hojas y frutas afectados por el depósito atmosférico. Esta se tiene en cuenta al evaluar la dosis efectiva a miembros del público debido a las descargas gaseosas.

## II.3 Factores de Consumo y Hábitos

Los factores de consumo y hábitos para la PRH se pueden ver en la Tabla 1 [7]. En la tabla también se incluyeron los valores correspondientes a infantes ( $\leq 1$  año de edad).

Vía de Exposición	Adultos	Infantes
<b>Ingestión</b>		
Vegetales de hoja (Kg/a)	135	45
Frutas (Kg/a)	135	45
Pescado (Kg/a)	65	5
Agua (l/a)	730	290
<b>Irradiación Externa</b>		
Exposición a sedimentos de la orilla (h/a)	2000	1000

Tabla 1. Factores de consumo y hábitos de la PRH

## III. DESARROLLO

Las ecuaciones generales del modelo se presentan en el punto III.1. Las mismas se basan en el SRS N° 19 [2] y son aplicables a todos los radionucleidos, con algunas excepciones para H-3 y C-14.

Para H-3 y C-14 la SRS N° 19 recomienda el empleo del modelo de actividad específica [2]. No obstante, el documento se encuentra actualmente en revisión. En particular, una de las principales dificultades que presenta el modelo de actividad específica para H-3 es que no tiene en cuenta la formación de tritio ligado orgánicamente (organically bound tritium - OBT) que es menos móvil en el ambiente que el agua tritiada (HTO) considerada por dicho modelo. Las comparaciones entre los modelos dinámicos, que consideran OBT, y los de actividad específica muestran que los segundos no son conservativos. Las predicciones de los modelos de actividad específica para H-3 resultan aproximadamente 25% menores a las de los modelos dinámicos [8].

Las ecuaciones del modelo para H-3 se basan en el modelo de actividad específica, de acuerdo a las recomendaciones aún vigentes y se presentan en el punto III.2.

En el caso del C-14, a partir del estudio del comportamiento del carbono en los diferentes compartimentos de los ecosistemas terrestres y acuáticos [9, 10, 11, 12, 13, 14], se propone utilizar las ecuaciones presentadas en el punto III.3.

### III.1 Ecuaciones del modelo general

En el punto III.1.1 se presentan las ecuaciones que permiten estimar las concentraciones de actividad en las distintas matrices ambientales, mientras que las ecuaciones de III.1.2 calculan la dosis efectiva para cada vía de exposición.

#### III.1.1 Cálculo de Concentraciones para cada radionucleido

##### Concentración en agua del lago

El modelo asume que la concentración de radionucleidos en el lago es uniforme y puede estimarse a partir de la siguiente expresión [2]:

$$C_w = \frac{Q_i}{q_w + \lambda_i V_l}$$

Donde

$C_w$  (Bq/m<sup>3</sup>): Concentración del radionucleido  $i$  en el agua del lago

$Q_i$  (Bq/seg): Tasa media de liberación anual, para el radionucleido  $i$

$q_w$  (m<sup>3</sup>/seg): Tasa de flujo más baja en 30 años

$\lambda_i$  (1/seg): Constante de desintegración radiactiva, para el radionucleido  $i$

$V_l$  (m<sup>3</sup>): Volumen del agua del lago

##### Concentración en agua del lago, corregida por sedimentación

Mediante la siguiente expresión se obtiene la concentración del radionucleido  $i$  en agua corregida por sedimentos o concentración en el agua filtrada  $C_{ws}$  (Bq/m<sup>3</sup>) [2]:

$$C_{ws} = \frac{C_w}{1 + K_d S_s}$$

Donde

$K_d$  (l/Kg): Coeficiente de distribución agua dulce – sedimentos, para el radionucleido  $i$

$S_s$  (Kg/l): Concentración en sedimentos suspendidos

##### Concentración en sedimentos del fondo

A través de la siguiente expresión se puede calcular la concentración de radionucleido  $i$  en sedimentos del fondo  $C_{sf}$  (Bq/Kg) [2]:

$$C_{sf} = 0,1 K_d C_{ws} \frac{1 - e^{-\lambda_i T_{ef}}}{1000 \lambda_i T_{ef}}$$

Donde

$T_{ef}$  (seg): Tiempo efectivo de acumulación en el fondo

1000 es el factor de conversión de m<sup>3</sup> a l

### Concentración en sedimentos de la orilla

La concentración del radionucleido  $i$  presente en los sedimentos de la orilla  $C_{so}$ (Bq/m<sup>2</sup>) está dada por la siguiente expresión [2]:

$$C_{so} = 6K_d C_{ws} \frac{1 - e^{-\lambda_i T_{eo}}}{1000\lambda_i T_{eo}}$$

Donde

$T_{eo}$ (seg): Tiempo efectivo de acumulación en las orillas

1000 es el factor de conversión de m<sup>3</sup> a l

El factor 6 tiene unidades de Kg/m<sup>2</sup>

### Concentración en vegetales y frutas, regados con agua del lago

La concentración del radionucleido  $i$  en vegetales y frutas  $C_{i,veg,hum}$ (Bq/Kg), regados con agua del lago, se obtiene a partir de la siguiente expresión [2]:

$$C_{i,veg,hum} = \left[ \frac{\lambda' d_i \alpha_1}{\lambda_{ief}^v} (1 - e^{-\lambda_{ief}^v t_e}) + \frac{\lambda' d_i F_{1vi}}{\rho \lambda_{ief}^s} (1 - e^{-\lambda_{ief}^s t_b}) \right] e^{-\lambda_i t_h}$$

Donde

$$\lambda_{ief}^v = \lambda_i + \lambda_w$$

$$\lambda_{ief}^s = \lambda_i + \lambda_s$$

$$\lambda' d_i = C_w I_w$$

Donde

$\lambda_{ief}^v$  (1/seg): Constante de reducción efectiva de la concentración de radionucleido  $i$  en el vegetal o fruta

$\lambda_w$  (1/seg): Constante de reducción de la concentración del radionucleido  $i$  en el vegetal

$\lambda_{ief}^s$  (1/seg): Constante de reducción efectiva de la concentración de radionucleido  $i$  en el suelo

$\lambda_s$  (1/seg): Constante de reducción de la concentración del radionucleido  $i$  en el suelo

$\lambda' d_i$  (Bq/m<sup>2</sup>d): Tasa de depósito, sobre el vegetal o fruta, debido al riego

$I_w$  (m<sup>3</sup>/m<sup>2</sup>d): Tasa media de riego sobre el período de irrigación.

Para el primer término se debe tener en cuenta el período de crecimiento de la planta; entonces se multiplica  $I_w$  por un factor  $\mu_1$  = días de riego/días del período de riego

Para el segundo término, se debe tener en cuenta además un factor  $\mu_2$  = días del período de riego/días del año

$\alpha_1$ (m<sup>2</sup>/Kg): Factor de intercepción por unidad de masa vegetal/fruta

$t_e$  (d): Período de tiempo que el cultivo está expuesto a la contaminación durante su crecimiento

$t_b$ (a): Duración de la descarga de material radiactivo

$F_{1v}$ : Coeficiente de transferencia del radionucleido  $i$  al vegetal/fruta

$t_h(d)$ : Período de tiempo transcurrido entre la cosecha y el consumo

$\rho(Kg/m^2)$ : Densidad del suelo

### Concentración en peces

El cálculo de la concentración en peces  $C_p$  (Bq/Kg) se realiza a partir de la concentración de radionucleido  $i$  en agua  $C_w$ , por medio de la siguiente expresión [2]:

$$C_p = \frac{C_w B_p}{1000}$$

Donde

$B_p$  (l/Kg): Factor de bioacumulación, para el radionucleido  $i$

1000 es el factor de conversión de  $m^3$  a l

### III.1.2 Cálculo de la dosis efectiva debida a cada radionucleido

#### Dosis debido a sedimentos de la orilla

La dosis debida a irradiación externa por los sedimentos de la orilla  $E_{i,ext,o,edad}$  (mSv/a) está dada por [2]:

$$E_{i,ext,o,edad} = C_{i,so} DF_{i,gr} Of_{orill,edad}$$

Donde

$DF_{i,gr}$  (mSv $m^2$ /aBq): Factor de conversión de dosis por irradiación externa debida al depósito en suelo, para cada radionucleido  $i$

$Of_{orill,edad}$ : Factor de ocupación, por grupo de edad, en contacto con los sedimentos de la orilla

#### Dosis por ingestión de agua del lago

La expresión matemática para estimar la dosis debida a contaminación interna por ingestión de agua  $E_{i,int,w,edad}$  (mSv/a) es [2]:

$$E_{i,int,w,edad} = Q_{agua,edad} C_{i,w} DF_{i,ing,edad}$$

Donde

$Q_{agua,edad}$  ( $m^3/a$ ): Tasa anual de ingestión de agua, por grupo de edad

$DF_{i,ing,edad}$  (mSv/Bq): Factor de conversión a dosis por contaminación interna, debida a la incorporación del radionucleido  $i$  por ingestión

#### Dosis por ingestión de peces, vegetales y frutas

Para estimar la dosis por contaminación interna debido a la ingestión de peces, vegetales y/o frutas  $E_{i,int,alim,edad}$  (mSv/a) se emplea la siguiente expresión [2]:

$$E_{i,int,alim,edad} = (Q_{alim,edad} C_{i,alim}) D F_{i,ing,edad}$$

$Q_{alim,edad}$  (Kg/a), por grupo de edad: Tasa anual de ingestión de pescado  $Q_{pesc}$  o Tasa anual de ingestión de vegetales  $Q_{veg}$  o Tasa anual de ingestión de frutas  $Q_{fruta}$

### III.2 Modelo para H-3

Para H-3 se utilizan las mismas ecuaciones que para los demás radionucleidos, con excepción de la ecuación para estimar la concentración en vegetales y frutas, regados con agua del lago. Para este caso se usa la siguiente expresión:

#### Concentración de H-3 en vegetales y frutas, regados con agua del lago

La concentración de H-3 en vegetales y frutas  $C_{H-3,veg/fruta}$  (Bq/Kg), regados con agua del lago, se obtiene a partir de la siguiente expresión [15]:

$$C_{H-3,veg/fruta} = \frac{C_w F_{veg/fruta} f_{veg/fruta}}{1000}$$

Donde

$F_{veg/fruta}$ : Fracción de agua que contiene el vegetal/fruta

$f_{veg/fruta}$ : Factor de transferencia del agua de riego al agua del vegetal o fruta

1000 es el factor de conversión de  $m^3$  a Kg, teniendo en cuenta la densidad del agua

Los valores de los factores de transferencia y equilibrio para vegetales de hoja y frutas se eligieron de manera conservativa, en coincidencia con los adoptados en diversos modelos [16, 17]. Por otro lado, se asumió conservativamente que los vegetales son de hoja, ya que estos son los que poseen mayor contenido de agua [17, 18].

### III.3 Modelo para C-14

En el caso de C-14 (al igual que para H-3) se utilizan las mismas ecuaciones que para los demás radionucleidos con excepción de la ecuación para estimar la concentración en vegetales y frutas, regados con agua del lago.

Para C-14 se asume que éste es incorporado a los vegetales y frutas a través del proceso de fotosíntesis, resultante de la emanación de  $CO_2$  del suelo. Entonces, la concentración de C-14 en vegetales y frutas  $C_{C-14,veg/fruta}$  (Bq/Kg), regados con agua del lago, se obtiene a partir de la siguiente expresión [9]:

$$C_{C-14,veg/fruta} = \frac{C_w I_w 365 g G_{veg/fruta}}{\Phi_{C-12}}$$

Donde

$G_{veg/fruta}$  (Kg de C/Kg): Proporción de carbono que contiene el vegetal/fruta

$g$ : Fracción del flujo de carbono del suelo que está involucrado en el proceso de fotosíntesis

$\Phi_{C-12}$  (Kg de  $C/m^2a$ ): Flujo de carbono que emana del suelo, en forma de  $CO_2$

365 es el factor de conversión de días a años



Las proporciones de carbono que contienen los vegetales/frutas se eligieron de manera conservativa, en coincidencia con los adoptados en [9]. Se asumió que los vegetales son de hoja, ya que estos son los que poseen mayor contenido de agua [17, 18].

#### III.4 Valores de los Parámetros

A continuación se indican los valores asignados a los parámetros del modelo propuesto, válidos para todos los radionucleidos, y; en particular, se indican los parámetros de los modelos para H-3 y para C-14.

$$q_w (\text{m}^3/\text{seg}) = 2,66 \times 10^1$$

$$V_1 (\text{m}^3) = 2,80 \times 10^8$$

$$S_s (\text{Kg}/\text{m}^3) = 6,00 \times 10^{-3}$$

$$T_{ef} (\text{seg}) = 3,15 \times 10^7 [2]$$

$$T_{eo} (\text{seg}) = 3,15 \times 10^7 [2]$$

$$\lambda_w (1/\text{seg}) = 5,00 \times 10^{-2} [2]$$

$$\lambda_s (1/\text{seg}) = 0 \text{ para todos los radionucleidos, excepto para Cs y Sr que vale } \lambda_s (1/\text{seg}) = 1,62 \times 10^{-9} [2]$$

$$I_w (\text{m}^3/\text{m}^2\text{d}) = 1,00 \times 10^{-3} [19]$$

$$\mu_1 = 16/120 = 0,133 \text{ (dato proveniente de agricultores de la zona)}$$

$$\mu_2 = 120/365 = 0,329 \text{ (dato proveniente de agricultores de la zona)}$$

$$\alpha_1 (\text{m}^2/\text{Kg}) = 3,00 \times 10^{-1} [2]$$

$$t_e (\text{d}) = 60 [2]$$

$t_b(a) = 50$ ; valor elegido consistente con el modelo vigente de evaluación de dosis debido a descargas gaseosas

$$t_h(\text{d}) = 14 [2]$$

$$\rho (\text{Kg}/\text{m}^2) = 2,60 \times 10^2 [2]$$

$$F_{veg} = 0,9$$

$$F_{fruta} = 0,8$$

$$f_{veg} = f_{fruta} = 1$$

$$G_{veg} (\text{KgC}/\text{Kg}) = 30 [9]$$

$$G_{fruta} (\text{KgC}/\text{Kg}) = 62 [9]$$

$$g = 0,1 [9]$$

$$\Phi_{C-12} (\text{Kg de C}/\text{m}^2\text{a}) = 0,5 [9]$$

A continuación se indican las referencias que se utilizaron para asignar los valores a los parámetros dependientes del radionucleido:

- Los valores de  $\lambda_i$  se tomaron de [2], excepto para Ba-140, Gd-153, Gd-159, Ni-65, Tb-160, H-3 y C-14. Para estos radionucleidos se consideraron los valores de [5]

- Para los valores de  $K_d$  se utilizó [3]; excepto para Cr, Nb y Ni donde se usó [8]; para Gd se empleó el valor previo [1], para H se usó [2] y para C [20]. No se encontraron valores de  $K_d$  para Tb.
- Los valores de  $F_{1v}$  se tomaron de [4], excepto para Eu y Ni donde se consideró [2] y para Gd, que se usó [21]. Para Tb no se encontraron valores de  $F_{1v}$
- Los valores de  $B_p$  se obtuvieron de [3]; excepto para Am, Nb, Np, Pu y Ru donde se usó [2], para Gd que se tomó de [22] y para H, [8]. En todos los casos se consideró el factor de corrección K que tiene en cuenta el período de semidesintegración específico de cada radionucleido. El mismo está dado por [3]:  

$$K = \lambda_b / (\lambda_i + \lambda_b)$$
 Donde  $\lambda_b$  es la constante de desintegración biológica ( $\sim 2.66 \times 10^{-7}$  1/s)  
 Para C-14 el valor de  $B_p$  corregido por K se tomó de [23]
- Los factores de conversión de dosis  $DF_{i,gr}$  se tomaron de [2]; excepto para Ba-140, Gd-153, Gd-159, Ni-65, Tb-160, H-3 y C-14 en cuyo caso se tomaron de [24]
- Los valores de los factores de conversión de dosis  $DF_{i,ing,edad}$  fueron extraídos de [5], excepto para Zr-95 (adultos) que fue tomado de [25]. Esto se debe a que, en ese caso particular, se encontró un error en el valor dado en [5].

#### IV. CONCLUSIONES

En este trabajo se propuso un modelo para la evaluación de la dosis a los miembros del público más expuestos, debido a las descargas líquidas de la Central Nuclear Embalse. Este se basa en el modelo empleado actualmente por la ARN, que utiliza los modelos recomendados por el OIEA, y comenzó a ser aplicado a partir del año 2019.

El modelo propuesto incorpora la vía de ingestión debido a vegetales y frutas regadas con agua del Lago Embalse de Río Tercero para todos los radionucleidos ya que, hasta el momento, esta vía solo era considerada para el H-3. Adicionalmente, se incluye al C-14 dentro de los radionucleidos disponibles para evaluar.

Finalmente se actualizaron los valores del factor de bioacumulación en pescado, del coeficiente de distribución agua dulce - sedimentos, y de los factores dosimétricos por ingestión e irradiación externa de acuerdo a las referencias vigentes.

#### V. REFERENCIAS

- [1] Autoridad Regulatoria Nuclear – Dosis líquidas 2005 – Modelo para estimar dosis en el grupo crítico debido a descargas líquidas basado en IAEA Safety Reports Series 19, 2005.
- [2] IAEA, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, Safety Reports Series N°19, 2001.
- [3] IAEA, Quantification of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments for Radiological Assessments, IAEA-TECDOC-1616, 2009.
- [4] IAEA, Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and freshwater environments, Technical reports series, ISSN 0074–1914; N° 472, 2010.
- [5] OIEA. “Protección radiológica y seguridad de las fuentes de radiación: Normas básicas internacionales de seguridad”, OIEA Requisitos de Seguridad Generales, Parte 3 N° GSR Part 3. OIEA, Viena, 2016.

- [6] ICRP 101, Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of Radiation Protection of the Public, 2006.
- [7] Alvarez, D.E., Czerniczyniec, M.A. Amado, V.A., Curti, A.R., y Lee Gonzáles, H.M., Verificación del control de las descargas de efluentes radioactivos al ambiente, X Congreso Regional Latinoamericano IRPA, Buenos Aires, 12 al 17 de abril, 2015.
- [8] Smith, J. and Simmonds, J. The Methodology for Assessing the Radiological Consequences of Routine Releases of Radionuclides to the Environment Used in PC-CREAM08. HPA-RPD-058, 2009.
- [9] IRSN, Carbon-14 and the environment, 2001. Revision 2010.
- [10] Sheppard, S.C.; Sheppard, M.I.; Siclet, F. Parameterization of a dynamic specific activity model of  $^{14}\text{C}$  transfer from surface water-to-humans, *Journal of Environmental Radioactivity* 87 (2006) 15-31.
- [11] Sheppard, S.C.; Ciffroy, P.; Siclet, F.; Damois, C.; Sheppard, M.I.; Stephenson, M. Conceptual approaches for the development of dynamic specific activity models of  $^{14}\text{C}$  transfer from surface water to humans. *Journal of Environmental Radioactivity* 87 (2006) 32-51.
- [12] Limer, L.M.C.; Smith, K.; Albrecht, A.; Marang, L.; Norris, S.; Smith, G. M.; Thorne, M. C. and Xu, S., Final Report BIOPRA, C-14 Long-Term Dose Assessment in a Terrestrial Agricultural Ecosystem: FEP Analysis, Scenario Development, and Model Comparison, 2011.
- [13] Galeriu, D.; Melintescu, A.; Beresford, N.A.; Crout, N. M. J.; Peterson, R.; Takeda, H. Modelling  $^3\text{H}$  and  $^{14}\text{C}$  transfer to farm animals and their products under steady state conditions. *Journal of Environmental Radioactivity* 98 (2007) 205-217.
- [14] Tamponnet, C. Modelling Tritium and Carbon 14 in the environment: A biomass-oriented approach, *Radioprotection, Suppl. 1, vol. 40* (2005) S713-S719.
- [15] Paunescu, N.; Cotarlea, M.; Galeriu, D.; Margineanu, R.; Mocanu, N. Evaluation of Environmental Tritium Level in Preoperational Period of Cernavoda CANDU Nuclear Power Plant; *J. Radioanalytical and Nucl. Chem.* 239:465-470, 1999.
- [16] Peterson, S-R.; Davis, P. A.; Tritium Doses from Chronic Atmospheric Releases: A New Approach Proposed for Regulatory Compliance. *Health Phys.* 82 (2): 213-225, 2002.
- [17] NRPB, Radiation Protection 72 Methodology for assessing the radiological consequences of routine releases of radionuclides to the environment, EUR 15760 EN (ISSN 1018-5593), Luxembourg, 1995.
- [18] Galeriu, D.; Belot, Y.; A Standard Guide for Dose Assessment of Routine Releases of Tritium From any Tritium Facility. Report WP3 IDLANAP 31-02/2002.
- [19] Salina, A. Riego suplementario en cultivos extensivos, panorama de Argentina y experiencia en la región centro del país, Primer Seminario Internacional Potencial de Riego Extensivo en Cultivos y Pasturas, Uruguay, 2010.
- [20] Smith, J.T.; Bowes, M.J.; Denison, F.H. Modelling the dispersion of radionuclides following short duration releases to rivers: Part 1. Water and sediment, *Science of the Total Environment* 368 (2006) 485-501.

[21] Uchida et al., Soil-to-Plant Transfer Factor of Stable Elements and Naturally Occurring Radionuclides (1) Upland Field Crops Collected in Japan, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.44, No.4, p.628-640, 2007.

[22] C. Yu et al., User's Manual for RESRAD Version 6, Argonne National Laboratory ANL/EAD-4, 2001.

[23] Smith, J.T. Modelling the dispersion of radionuclides following short duration releases to rivers Part 2. Uptake by fish, Science of the Total Environment 368 (2006) 502-518.

[24] Eckerman, K. and Ryman, J., External exposure to radionuclides in air, water and soil; Federal Guidance Report N° 12, EPA-402-R-93-081, 1993.

[25] OIEA, Normas Básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad N° 115, OIEA, Viena, 1997.

# Vocabulario trilingüe de términos básicos de salvaguardias

Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina



# VOCABULARIO TRILINGÜE DE TÉRMINOS BÁSICOS DE SALVAGUARDIAS \*

Autoridad Regulatoria Nuclear  
Argentina

## Resumen

Esta publicación elaborada por la Autoridad Regulatoria Nuclear recoge los principales términos que forman parte del vocabulario empleado en el ámbito de salvaguardias. El documento incorpora el idioma portugués teniendo presente la relación estratégica de Argentina con la República Federativa del Brasil, y el idioma inglés, por los compromisos comunes en materia de salvaguardias.

Esta es la primera edición de un documento vivo que se enriquecerá con los aportes de sus usuarios.

---

\*Autoridad Regulatoria Nuclear. 2019. 16 p.





# Introducción a la contabilidad y control de materiales nucleares

Saraiva Marzo, M.A. (autor)  
(Traducción al español por la  
Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina)



# INTRODUCCIÓN A LA CONTABILIDAD Y CONTROL DE MATERIALES NUCLEARES \*

Saraiva Marzo, M.A. (autor)  
(Traducción al español por la Autoridad Regulatoria Nuclear, Argentina)

## Resumen

El libro del Dr. Marco Marzo, traducido al español, editado y publicado por la Autoridad Regulatoria Nuclear, consolida en una única obra los principales elementos de contabilidad y control de materiales nucleares, ofreciendo una comprensión integral del tema. El libro describe los principales elementos de un Sistema de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares, incluyendo los requisitos y procedimientos principales a nivel de Estado y de instalación nuclear. Asimismo, presenta los criterios básicos de las salvaguardias nucleares incluyendo los procedimientos para la realización, verificación y evaluación del balance de material en instalaciones nucleares. La publicación describe los hipotéticos escenarios de desvío de material nuclear y de uso indebido de instalaciones nucleares. Finalmente, presenta los enfoques de salvaguardias para diversos tipos de instalaciones nucleares con ejemplos prácticos. Cada capítulo incluye preguntas y ejercicios.

Esta obra introductoria se considera imprescindible para el entendimiento de la contabilidad y control de materiales nucleares, tema central en la implementación de las salvaguardias, y es la primera de su tipo en publicarse en idioma español.

La traducción del libro se realizó con el objetivo de proveer una herramienta útil a los agentes involucrados en el mantenimiento del sistema nacional de contabilidad y control de materiales nucleares y en la implementación de las salvaguardias internacionales; pudiendo también beneficiarse de la misma los profesionales de todas las áreas del Estado vinculadas a la negociación y el seguimiento de los acuerdos de salvaguardias y a los estudiantes de las carreras afines..

---

\* Autoridad Regulatoria Nuclear. 2019. 339 p.



## LISTADO DE AUTORES

Aguiar, J.C. 67  
Amado, V.A. 68, 71  
ARN 83, 87  
Benito, J.A. 37  
Cabitto, M. 3, 21, 25  
Carabajal, P. 21  
Carranza, M.E. 7  
Deminge, M. 21  
Dias, F.C. 11  
Díaz, G.D. 11  
Di Giorgio, M. 21  
Di Giovanni, D. 21  
Di Rocco, H.O. 67  
Fernández Moreno, S. 11  
Fernández Rearte, J. 21  
Giordano, L.A. 11  
Gómez Raccio, A. 21  
Lazarte, A.I. 53  
Lendorio, N. 25  
López, F.O. 71  
Manchado da Silva, L. 11  
Mascitti, J.A. 37  
Moreno, L.M. 53  
Pardo, L.A. 11  
Perrin, C. 43  
Puerta Yepes, N. 25  
Radl, A. 21  
Rojo, M. 11  
Rotondo, S. 21  
Saraiva Marzo, M.A. 87  
Ugarte, R. 53  
Vázquez, M. 25