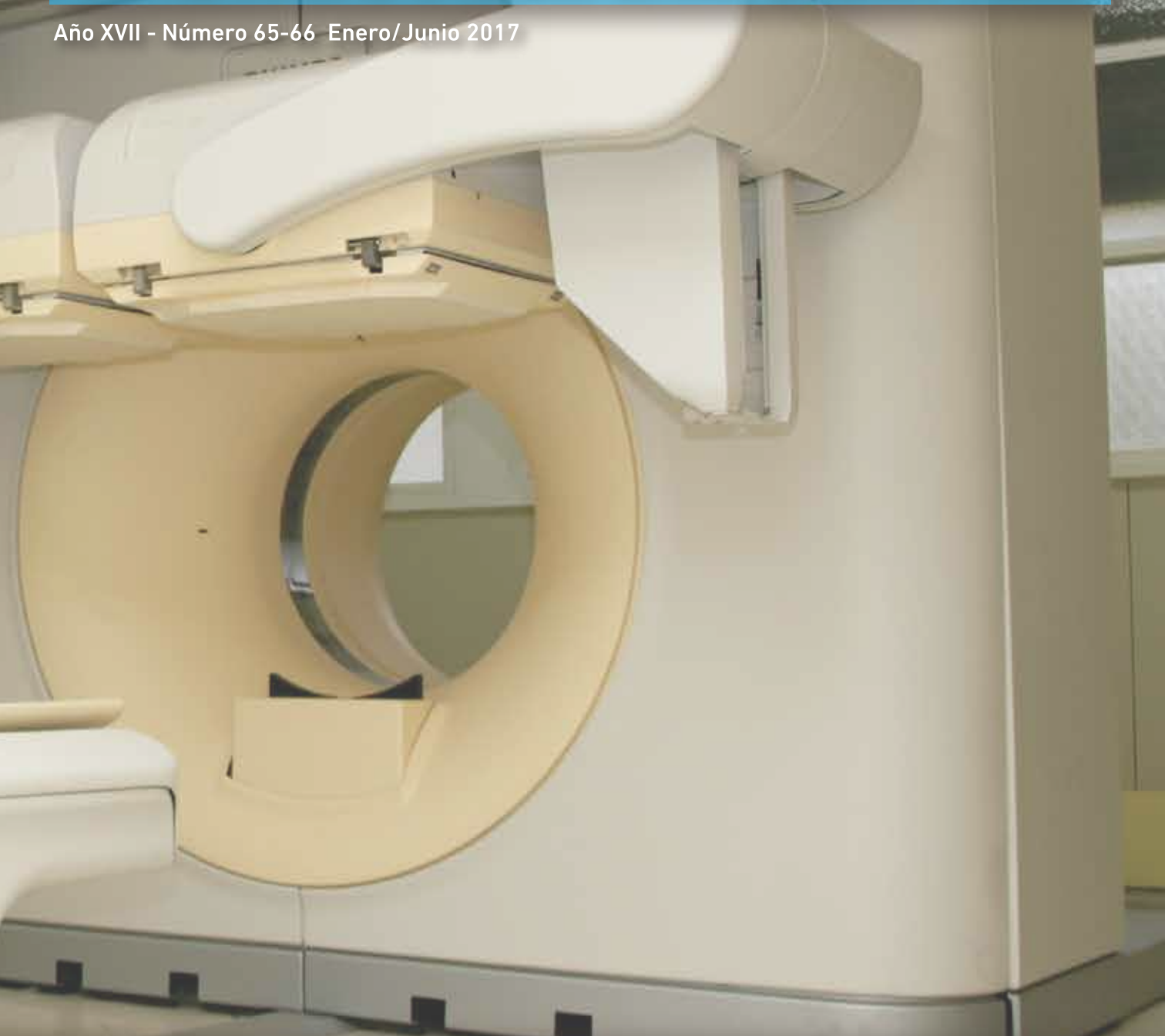


REVISTA DE LA CNEA

UNA PUBLICACIÓN DE LA COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA

Año XVII - Número 65-66 Enero/Junio 2017



MEDICINA NUCLEAR EN CARDIOLOGÍA



Guía para autores de artículos

Línea Editorial: Los artículos podrán ser originales o haber sido presentados en eventos científicos o en revistas ajenas al área nuclear que permitan su publicación con la sola mención de esa circunstancia, y estar dirigidos a la comprensión de un lector con formación científica o tecnológica, pero no necesariamente en el área temática del mismo.

Envío: Deberán enviarse por correo electrónico a la dirección .

Formato: Serán preparados en Word for Window ® y la página será tamaño especial 196 mm. X 275 mm. Los márgenes serán: izquierdo y derecho 1,5 cm., superior 1,9 cm. e inferior 2 cm. El tipo de letra será Arial de 10 pt. No deberán sobrepasar las doce páginas.

Título: Constará de no más de diez palabras, debiendo dar indicación concisa del contenido y ser fácilmente identificable para su cita en bibliografías y publicaciones editadas por servicios de información. Podrá ser seguido por un subtítulo separado por dos puntos que contenga información complementaria. Se evitarán las abreviaturas, acrónimos, códigos, símbolos y fórmulas que no sean de uso común.

Datos del (los) autores:

Deben constar los apellidos y nombre(s) propio(s), usándose iniciales sólo en el caso de más de un nombre. Se indicará(n) además la(s) función(es) y/o puesto(s) de trabajo y el(los) organismo(s) a que pertenece(n).

Resúmenes de los artículos:

Cada artículo será precedido por un resumen del contenido, redactado en castellano e inglés, que sea autosuficiente, contenga la información básica y no supere las trescientas palabras, estructurado en no más de dos o tres párrafos. Se utilizarán verbos en voz activa y palabras significativas tomadas del texto que ayuden a la recuperación automática por ordenador. Conviene evitar términos infrecuentes, acrónimos, siglas, abreviaturas o símbolos, y en caso de que se utilicen deben definirse la primera vez que aparezcan en el resumen.

Texto Principal: Los artículos deben seguir un orden lógico y claro, debiéndose indicar la finalidad del trabajo, así como su relación con otros anteriores. Las divisiones y subdivisiones se podrán destacar con títulos apropiados que podrán numerarse. Se utilizarán notaciones normalizadas para cada disciplina, como las establecidas por las normas IRAM u otros organismos de normalización. Las notas a pie de página sólo se incluirán para complementar la información o remitir a las referencias bibliográficas, pero no deben contenerlas.

Las figuras (fotografías, gráficos, diagramas, ilustraciones y mapas) deben numerarse secuencialmente en números arábigos y estar acompañadas por una leyenda explicativa. Las tablas también deben numerarse y tener títulos apropiados. Tanto las figuras como las tablas deben referenciarse en el texto. Su envío se hará en lo posible en formato jpg o bmp.

Los aportes suministrados por otros deben ser claramente reconocidos. Los documentos citados en el texto principal se incluirán en una lista de referencias al final del artículo.

Referato: Serán considerados para su publicación por miembros del Comité Científico y/o se consultará con especialistas del área temática correspondiente sobre su relevancia y originalidad.

Derechos de autor: Los trabajos publicados sólo podrán copiarse con el consentimiento del autor e indicación de su procedencia.

Erratas: Las correcciones y/o comentarios a que dieran lugar se publicarán en la edición posterior en la sección "Aclaraciones y comentarios".

LA REVISTA DE LA COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA



AÑO XVII – NÚMERO 65/66 – ENERO/JUNIO 2017

editorial

El Comité Editorial se complace en presentar el número 65/66 de la Revista de la CNEA con el que inicia su décimo séptimo año de existencia. Este número presenta tres trabajos enmarcados en los dos ejes principales del programa nuclear argentino: la generación eléctrica y la aplicación de la tecnología nuclear a la salud pública, y un cuarto trabajo que registra un momento histórico del devenir de la actividad nuclear en el país.

En el primer artículo se presenta un trabajo en el marco del proyecto de desarrollo de un simulador de alcance total para entrenar a los futuros operadores del reactor CAREM, trabajo que resultara premiado en la XLIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear celebrada entre el 21 y el 25 de noviembre de 2016. En el mismo se describe un Simulador Gráfico Interactivo del CAREM que se utiliza para brindar soporte al diseño del reactor.

En un segundo artículo se discuten avances en cuanto a nuevas propuestas sobre el alcance de cada nivel de Defensa en Profundidad, basándose en particular en la realizada al respecto por WENRA (Western European Nuclear Regulators Association, 2013), que se ha adoptado en el CAREM-25 para dar encuadre a los distintos sistemas importantes para la seguridad como parte de estrategias de mitigación de eventos, y es la base para el desarrollo de criterios de Clasificación de Seguridad de estructuras, sistemas y componentes. Este trabajo mereció mención especial en la reunión antes referida.

La cardiología, a través de sus subespecialidades, ha sido una de las especialidades médicas que mayor uso ha hecho de las radiaciones ionizantes con finalidad de diagnóstico y tratamiento. El aumento de la dosis de radiación colectiva por usos médicos ha puesto en alerta a la comunidad médica debido al riesgo potencial de carcinogénesis radioinducida. En un interesante trabajo aportado por un colaborador externo al sector nuclear estrechamente vinculado a la aplicación de la tecnología nuclear en medicina, específicamente en cardiología, se revisan conceptos básicos en radioprotección, el impacto del problema sobre la población y el individuo en particular, y se explicitan estrategias que se están implementando para la optimización de la dosis que reciben los pacientes en estos procedimientos médicos.

En marzo de 1973, el gobierno nacional decidió que el combustible de la segunda central nucleoelectrónica argentina sería el uranio natural. Durante los siete meses previos, la Asociación de Profesionales de la CNEA, basada en un cuidadoso e informado análisis técnico y político, había liderado una campaña orientada a exponer su convicción de que, en esa etapa del desarrollo tecnológico-industrial de la Argentina, dicha opción era más conveniente para el país que la de uranio enriquecido. Acompañaron a la APCNEA asociaciones gremiales, universidades, funcionarios públicos, medios, agrupaciones políticas y hasta una fracción importante de la opinión pública. En el cuarto artículo dos protagonistas de esos acontecimientos aportan documentación original y vivencias propias y ajenas, centradas sobre la opción uranio natural. Este trabajo fue presentado en el "IX Encuentro de Filosofía e Historia de la Ciencia del Cono Sur" y las "XXV Jornadas de Epistemología e Historia de la Ciencia", realizadas entre el 15 y el 19 de septiembre de 2014 en Los Cocos, Pcia. de Córdoba, y publicado en la selección de trabajos de esos eventos en "Filosofía e Historia de la Ciencia en el Cono Sur", Vol. 5, 1ra edición, de la Editorial Universidad Nacional de Córdoba, en 2015.

Como es habitual, se incluye la sección "CNEA al Día" con las noticias institucionales más significativas.

Se invita a los integrantes del sector nuclear, con prescindencia del organismo al que pertenezcan o hayan pertenecido, y a quienes estén o hayan estado vinculados a la actividad nuclear bajo cualquier circunstancia, que tengan trabajos que deseen difundir, a que los hagan llegar este Comité Editorial.



Foto de tapa
Tomógrafo SPECT
de utilización en
Cardiología Nuclear

autoridades nacionales

Presidente de la Nación
Ingeniero Mauricio Macri

Ministro de Energía y Minería
Ingeniero Juan José Aranguren

Secretario de Energía
Ingeniero Alejandro Valerio Srouga

Subsecretario de Energía Nuclear
Licenciado Julián Gadano

autoridades institucionales

Presidente
Licenciado Osvaldo Carlos Calzetta Larrieu

Vice-Presidente
Licenciado Alberto Lamagna

Gerente General
Ingeniero Enrique Cinat

comité asesor

Doctor Carlos Aráoz
Doctor Juan Martín Maldacena

comité editorial

Ingeniero Pascual Francisco Aguirre
Investigador Consulto Roberto Mario Ornstein

Diseño de tapa División Diseños de Contenidos
Departamento de Prensa – Gerencia de
Comunicación Social
Traductora Andrea Carolina Cruz
Impresión VCRE Gráfica S.A.
SIN: 1666-10

sumario

Editorial	3
Autoridades y sumario	4
Simulador de ingeniería del Reactor CAREM-25	5
Evolución del principio de defensa en profundidad y su internalización en el diseño del CAREM-25	11
Radiaciones ionizantes en cardiología	23
Una batalla por la autonomía tecnológica: uranio natural o enriquecido (más de cuatro décadas después)	38
CNEA al Día, noticias institucionales	47

Nota: En la página web de la CNEA
(www.cnea.gov.ar), en la opción del menú
"Comunicación – Publicaciones – Revista de la
CNEA", se puede acceder al índice general temático
de los artículos publicados en la totalidad de los
números de la Revista de la CNEA.

Simulador de ingeniería del Reactor CAREM-25

HOSID, A.^{1,2}, ABAURRE, N.¹, BREITEMBÜCHER, A.¹, CASTELAO CARUANA, M.¹, ETCHEPAREBORDA, A.^{1,2}, LEMA, F.^{1,2}, MOLINA, G.^{1,2}, PIERINI, J. P.^{1,2}

¹Departamento Control de Procesos – Gerencia de Área Energía Nuclear – CNEA

²Instituto Balseiro – CNEA - Universidad Nacional de Cuyo

El presente trabajo se enmarca en el proyecto de desarrollo de un simulador de alcance total para entrenar a los futuros operadores del reactor CAREM. En él se presenta un Simulador Gráfico Interactivo (SGI) del CAREM que se utiliza para brindar soporte al diseño del reactor. Este SGI comprende una de las fases del desarrollo del simulador de alcance total y posee modelos particulares que lo distinguen del que será utilizado para entrenamiento de operadores.

Se describen los modelos de los sistemas que lo comprenden, junto con la interfaz gráfica de usuario, las configuraciones de control que posee el reactor y la herramienta empleada para el intercambio de variables entre los distintos códigos utilizados.

Finalmente se explicita el tipo de simulaciones que se pueden realizar con el SGI y cómo se utilizan los resultados obtenidos para realimentar el diseño de la ingeniería de la central.

Engineering Simulator of CAREM-25 Reactor

This work is part of the development project of a full-scope simulator for CAREM-25 reactor to train future personnel hired to work for nuclear power plant operations. An Interactive Graphic Simulator (SGI, by its Spanish acronym) used to support the design of the reactor is presented. This SGI comprises one of the stages of the full-scope simulator development and has particular models that distinguish it from the one to be used for personnel training. Models of the systems included also the graphical user interface. Control settings and the tool used for the exchange of variables between different codes are described. Finally, what simulations can be performed with SGI and how the results feedback the engineering design of the plant are mentioned.

INTRODUCCIÓN

El uso de simuladores es esencial para la formación, entrenamiento y reentrenamiento del personal de operaciones de una central nuclear de potencia. Con dicha herramienta, el personal es capaz de adquirir de manera eficiente los conocimientos, las habilidades y la calificación necesaria para operar la central, además de ganar experiencia de operación, incluyendo errores de operación producidos por acciones humanas.

Los primeros simuladores computarizados con réplica de salas de control comenzaron a utilizarse en la década del 1970. Hasta ese momento, el alcance y fidelidad de los modelos de los procesos de planta estaban fuertemente restringidos debido a las limitaciones de las capacidades computacionales, y a que existían pocas instalaciones que contaban con estas herramientas para entrenamiento. Sin embargo, la expansión y extensión de su uso para entrenamiento a lo largo del mundo por la industria nuclear no se dio hasta entrada la década de 1980 -luego de lo sucedido en Three Mile Island en 1979 y, más aún, después del accidente de Chernobyl en 1986- cuando se implementaron mejoras significativas en los programas de capacitación del personal de planta, sobre todo del personal de la sala de control. Estos cambios fueron motivados principalmente por las lecciones aprendidas de la experiencia de operación y dieron lugar a mejoras en los simuladores que eran utilizados como herramientas de entrenamiento. Antes de estos accidentes, los simuladores instalados presentaban una gran cantidad de falencias, principalmente en sus modelos matemáticos

que no representaban adecuadamente la fenomenología de la planta bajo ciertas condiciones, y en el diseño y distribución de los paneles de la sala de control, dado que eran herramientas que no eran específicas de la planta y que solían utilizarse para entrenar operadores de diferentes tipos de centrales nucleares.

En la actualidad, los simuladores utilizados para el entrenamiento de operadores constan de tres partes principales: la interfaz humano-sistema (HSI), que emula el sistema de supervisión, control y adquisición de datos (SCADA) de la planta; los modelos matemáticos que representan el comportamiento dinámico de los sistemas físicos de la planta; y la consola del instructor, desde donde se comanda la simulación, se introducen fallas y/o se implementan acciones de campo.

Dado que el operador de la planta debe monitorear y supervisar a través de las consolas y paneles de la sala de control las variables y alarmas de los sistemas principales de la planta -núcleo del reactor, sistemas de refrigeración, sistemas de procesos, sistemas de protección del reactor, etc.- es menester que el simulador cuente con las mismas señales conectadas al sistema SCADA de la planta, junto con las asociadas a las acciones de campo. De esta manera, el alcance de los modelos del simulador debe ser tal que permita reproducir las mismas acciones que en la planta real para operar el reactor, tanto para situaciones normales como de emergencias previstas (y hasta a veces no previstas) en la base de diseño. De esta manera, el simulador debe poseer la capacidad de simular la dinámica de la planta de manera que el operador pueda

decidir en tiempo real las acciones a realizar ante la ocurrencia de un evento.

En el Departamento Control de Procesos de la Gerencia de Área Energía Nuclear - Centro Atómico Bariloche - Comisión Nacional de Energía Atómica - se está desarrollando un simulador del reactor CAREM-25 [1][2] que se utilizará para brindar soporte en el entrenamiento del personal, especialmente el de los operadores de la sala de control de la planta. En particular, este simulador presentará las siguientes características:

Alcance total: los modelos matemáticos cuentan con el suficiente grado de detalle de manera de poder representar el mismo conjunto de variables en la sala de control del simulador que el que se presenta en la sala de control del reactor.

Orientado a entrenamiento: se realizan simulaciones en tiempo real para llevar a cabo el correcto entrenamiento de operadores. Esto implica que se respeta la evolución y tendencia de los eventos y variables críticas que se tendrían en la planta real.

Específico de la planta: los modelos matemáticos utilizados representan la fenomenología y los procesos correspondientes al reactor CAREM-25.

Replica total: la sala de control del simulador es una réplica exacta de la sala de control del reactor, representando todas las consolas, botones y llaves que tendrá la sala del reactor. El sistema de control es emulado a través de un simulador provisto por el fabricante del sistema de control que contiene exactamente las mismas lógicas de control.

Durante el desarrollo de este simulador ha surgido la necesidad de utilizar diferentes versiones para dar soporte al diseño de la ingeniería del reactor. Estas versiones se diferencian entre sí por el alcance de los modelos matemáticos, la interfaz de usuario que presentan y el objetivo para el cual se van a utilizar. De esta manera, surgieron nuevos simuladores que son utilizadas como simuladores (o modelos) de ingeniería, donde su objetivo no es el entrenamiento de operadores, sino el análisis de la respuesta de la central, o sistema, bajo determinadas condiciones de operación y acciones de operadores.

SIMULADOR DE INGENIERIA

Para comenzar a desarrollar los modelos matemáticos de un simulador que será utilizado para entrenamiento de personal es necesario contar con (al menos) la ingeniería básica de los sistemas a modelar. Debido a que los diseños de algunos sistemas de la planta se encuentran en desarrollo, además de la complejidad asociada al funcionamiento de la planta completa, han surgido requerimientos hacia el grupo encargado del desarrollo del simulador de contar con determinados modelos o versiones (preliminares) del mismo con el fin de realizar diferentes tipos de análisis para evaluar y verificar mediante simulaciones la interacción de los sistemas incluidos en el simulador. Así, han surgido distintas versiones del simulador de ingeniería que difieren entre sí esencialmente en el uso y tipo de análisis a realizar y, en

consecuencia, en los modelos e interfaz gráfica que posee.

El SimFase1 [3] es un simulador gráfico interactivo (SGI) del reactor CAREM 25. Este SGI es utilizado como herramienta de ingeniería para análisis durante la etapa de diseño de los principales sistemas de procesos, permitiendo a un usuario idóneo realizar simulaciones de maniobras operativas para la transición entre distintos estados operativos y de eventos base de diseño (EBD). De esta manera, su principal objetivo es verificar y evaluar el diseño básico de las maniobras operativas, los lazos principales de regulación y los límites de disparo de los sistemas de seguridad del reactor, los cuales son definidos y diseñados con otras herramientas. Asimismo, permite estudiar y analizar el efecto de regulaciones principales del reactor ante la ocurrencia de los siguientes EBD:

Eventos Operacionales Previstos:

- *Trip* de turbina
- *Trip* de reactor
- Aumento del caudal de alimentación a los generadores de vapor
- Inserción de reactividad positiva
- Disminución de la temperatura del agua de alimentación
- Corte del caudal de vapor vivo
- Pérdida de suministro eléctrico externo

Eventos Postulados Base de Diseño:

- LOCA en zona de vapor
- LOCA en zona líquida de domo del RPR
- Rotura línea de agua de alimentación a generadores de vapor
- Rotura línea de vapor vivo

El SimFase1 se utilizará, además, para conectarse al simulador del sistema de control de la planta provisto por Siemens [4]. El simulador del sistema de control emula las lógicas que serán implementadas en los PLC y utiliza el mismo *software* de programación que el propio sistema de control. De esta manera, mediante la interconexión entre simuladores, se podrán evaluar las lógicas de control programadas para los diferentes procesos y analizar en simulación la performance del sistema de control ante distintas condiciones de operación.

Este simulador constituye una primera fase del simulador de alcance total dado que posee ciertos modelos matemáticos que serán utilizados por el simulador para entrenamiento. Asimismo, presenta una interfaz de usuario "ad hoc" que permite la interacción del usuario con los modelos durante la simulación y carece de consola de instructor, dado que está fuera de su alcance el entrenamiento de personal.

SISTEMAS MODELADOS

El simulador SimFase1 comprende los modelos para el sistema primario, el secundario, las regulaciones principales de reactor, el sistema de purificación y control de volumen, el sistema de refrigeración en parada, los

mecanismos de barras de control (MSAC y MSER) y los sistemas de protección del reactor (PSPR y SSPR), junto con los sistemas de seguridad: primer sistema de extinción (PSE), sistema de inyección de seguridad (SIS) y sistema de seguridad de extracción de calor residual (SSECR) —no incluye el segundo sistema de extinción (SSE). También se incluye un modelo dinámico de Xenón que da lugar a los cambios de reactividad ante cambios de potencia, y un modelo de cinética puntual con coeficientes de realimentación para representar el comportamiento neutrónico del reactor.

El simulador corre en una plataforma desarrollada en Matlab/Simulink [5] y permite conectarse con códigos externos como RELAP5 [6][7] a través del servicio relapService, el cual permite el intercambio de variables entre los distintos códigos.

El simulador SimFase1 incluye una interfaz gráfica a través de paneles que facilita al usuario la posibilidad de interactuar con los modelos del reactor durante una simulación. La interfaz permite modificar aperturas de válvulas, insertar reactividades, encender y/o apagar sistemas y cambiar las referencias de los controladores, entre otras acciones. También se incluye un panel para realizar inhibiciones de los parámetros de disparo de los sistemas de seguridad y paneles para realizar las maniobras de calentamiento y enfriamiento. Además, la interfaz otorga la posibilidad de elegir los modos de control del reactor, los cuales conllevan diferentes configuraciones de controladores.

Sistema Primario

El modelo del sistema primario del SimFase1 consiste del modelo utilizado para análisis de accidentes, programado en RELAP5 y descripto detalladamente en la documentación del Proyecto CAREM 25. Se implementaron un conjunto de modificaciones con el fin de adaptarlo a la plataforma utilizada para correr el simulador y a las condiciones de operación que son de interés representar.

El modelo del sistema primario incorpora modelos de domo, chimenea, generadores de vapor y modelos de *downcomer*, *plenum* inferior y núcleo en la zona inferior del recipiente de presión del reactor (RPR). Asimismo, se incluye un modelo para el primer sistema de extinción (asociado al modelo neutrónico), para el sistema de seguridad de extracción de calor residual y el sistema de inyección de seguridad.

El modelo incluye la potencia de condensación en la zona de domo debido a los mecanismos de barras de control del sistema de ajuste y control (MSAC) y del sistema de extinción rápida (MSER).

Sistema secundario

El modelo del sistema secundario fue realizado con el código de planta RELAP5 e incluye al *Balance of Plant* (BoP) y al turbogruppo. El sistema contiene las dos ramas

para cada grupo de generadores de vapor (GGVV), identificándose la línea de alimentación, la línea de vapor, y derivaciones de los botellones de arranque y alimentación a precalentadores.

El modelo incluye los botellones de arranque, de especial interés para realizar las maniobras de calentamiento y enfriamiento del reactor. Asimismo, se representan las válvulas de cierre de vapor principal (VCVP), de seguridad de vapor principal (VSVP), de alivio controlado (VAC) de regulación de turbina (VRT), de *bypass* (VBP), de regulación de caudal (VRC), de precalentadores (VPC) y de derivación VBA, las cuales tienen especial importancia para realizar acciones de procesos, de regulación y control y de seguridad.

El modelo representa también el precalentamiento del agua de alimentación a los generadores de vapor a través de dos precalentadores, los cuales reciben vapor de los sistemas de vapor principal, auxiliar y de extracción de turbina, dependiendo el estado en que se encuentre el reactor.

Sistemas de Purificación y Control de Volumen y de Refrigeración en Parada

El Sistema de Purificación y Control de Volumen tiene por objetivo controlar el nivel del primario en la operación normal del reactor y la presión del primario cuando se encuentra en modo sólido, además de poder cumplir la función de refrigeración del primario en caso de ser necesario[8].

El Sistema de Refrigeración en Parada tiene por objetivo refrigerar el primario cuando se apaga el reactor y se deja de refrigerar con los generadores de vapor. También cumple la función de calentamiento del primario durante la etapa de arranque[8].

Las condiciones de procesos establecen el funcionamiento de estos sistemas en fase líquida para los estados operativos que son de interés representar con el simulador. Es por esto que se utilizaron los componentes de la biblioteca de componentes termohidráulicos ModBas para el modelado de ambos sistemas[9].

Estos modelos se acoplan con los modelos de RELAP5 a través del intercambio de variables entre RELAP5 y Simulink.

Sistema de Protección del Reactor

El modelo del Sistema de Protección del Reactor incluye las lógicas de disparo de los sistemas de seguridad PSE, SSE, SIS y SSECR. Si bien no se modela el SSE, el modelo incluye las lógicas correspondientes al PSPR y al SSPR que dan lugar a su disparo. Se programaron en Simulink las lógicas de disparo y se utilizaron los valores presentados para comparar los parámetros de disparo asociados a los distintos sistemas de seguridad. Se definen valores límites de disparo deslizante (VLDD) para diversos límites de disparo, con el objeto de adaptar los mismos a las distintas condiciones operativas del reactor.

Interfaz del usuario

La interfaz del usuario consta de distintos paneles que pueden abrirse y cerrarse desde el modelo en Simulink a lo largo de una simulación. Estos paneles permiten al usuario evaluar variables de procesos e interactuar con los modelos durante una simulación. Dentro de cada panel se alojan objetos que interactúan con los modelos Simulink, los cuales pueden representar controladores, mediciones de variables de procesos, manipulación de variables de procesos, botoneras on/off u otro bloque con alguna función en particular.

En la Figura 1 se presenta el **Panel de Potencia**. Este panel contiene las mediciones de las variables principales de procesos, controladores y bloques especiales, permitiendo regular presión de vapor vivo (secundario), temperatura de alimentación a los generadores de vapor, presión del primario, potencia de turbina y potencia de reactor.

El bloque **Modo de Control** permite elegir el modo de control del reactor: seguimiento de carga por reactor o seguimiento de carga por turbina. El bloque **Potencia de Bloque** permite seleccionar la referencia de la potencia eléctrica y con qué velocidad realizar el cambio de las referencias en los controladores correspondientes.

Los botones **OPM→PCA** y **PCA→OPM** abren paneles

especiales para realizar las transiciones entre los estados operativos operación normal y parada caliente, y viceversa. Los paneles permiten seguir la evolución y comparar con valores de referencia durante la maniobra de interés a variables relevantes del transitorio.

La interfaz cuenta además con un **Panel de Inhibiciones** de las señales correspondientes a los parámetros de disparo de los sistemas de seguridad sobre los que actúa el Sistema de Protección del Reactor. El panel presenta las señales que dan lugar al disparo del PSE agrupadas según su origen: nuclear, procesos y otros. También se presentan las señales asociadas al disparo del SSE, al disparo del SIS y al disparo del SSECR. Además, a través de las **Inhibiciones Globales**, se pueden inhibir en forma conjunta cada uno de los 6 bloques de señales, independientemente que la señal esté individualmente inhibida o no.

Cuando el nombre de la señal está en rojo, la señal se encuentra inhibida, mientras que cuando está en verde no lo está. Cuando la señal está inhibida significa que, en caso de que se produjese la condición de disparo de la señal, la misma seguirá inactiva para el Sistema de Protección Reactor. Cuando la señal no se encuentra inhibida, la misma se tendrá en cuenta para el disparo del sistema correspondiente en caso de cumplirse la condición de activación.

Potencia Reactor [MW]	Presión Secundario [bar]	Temperatura Primario [°C]	Nivel Botellón Arranque 1 [m]	PCA→OPM	Potencia de Bloque
99.94	47.05	326.33	0.00		+ - 5%
Potencia Eléctrica [MW]	Caudal Alimentación [Kg/seg]	Calentamiento Primario [°C/hr]	Nivel Botellón Arranque 2 [m]	OPM→PCA	+ - 1%
28.06	46.04	-1.05	0.00		+ - 0.1%
Presión Primario [bar]	Nivel GV [m]	Caudal Alimentación 1 [Kg/seg]			Val. Final
122.64	5.80	23.02			28.07 MW
Posición Barra Control 1 [cm]	Temperatura Alimentación [°C]	Caudal Alimentación 2 [Kg/seg]			100.0 %
66.00	194.99	23.02			Vel. de Ref.
Pres. Sec. ByPass [bar]	Temp. Alimentación [°C]	Caudal Alimen. Total [Kg/seg]	Dif. Caudal Alimen. [Kg/seg]		+ - 1%/min
PV 47.05	PV 194.99	PV 46.02	PV 0.00		5 %/min
SPR 50.00	SPR 194.92	SPR 46.03	SPR 0.00		Enviar
SPL 50.00	SPL 194.92	SPL 45.93	SPL 0.00		
CV 0.00	CV 0.51	CV 0.51	CV 0.00		
Modo Manual Auto	Modo Manual Auto	Modo Manual Auto	Modo Manual Auto		Modo de Control: RsT
Referen. Local Remota	Referen. Local Remota	Referen. Local Remota	Referen. Local Remota		Reactor sigue Turbina
					Turbina Sigue Reactor
					Hab: P.Sec.-C.Alim
					Desah: P.Sec.-Pot.T.; Pot.Rx-C.Al.
Pres. Sec.(Caud. Alim.) [bar]	Pres. Sec.(Pot. Elec.) [bar]	Pres. Primario [bar]	Potencia Turbina [MW]	Potencia Reactor [MW]	
PV 47.05	PV 47.05	PV 122.64	PV 28.07	PV 100.0	
SPR 47.10	SPR 47.10	SPR 122.50	SPR 28.07	SPR 99.9	
SPL 47.04	SPL 46.73	SPL 122.42	SPL 28.12	SPL 113.3	
CV -0.18	CV 5.00	CV -4.85	CV 0.66	CV 44.08	
Modo Manual Auto	Modo Manual Auto	Modo Manual Auto	Modo Manual Auto	Modo Manual Auto	
Referen. Local Remota	Referen. Local Remota	Referen. Local Remota	Referen. Local Remota	Referen. Local Remota	

Figura 1. Panel de Potencia: contiene bloques con reguladores, mediciones de variables de procesos y bloques especiales

En la Figura 2 se muestra los modos de funcionamiento de los controladores de la interfaz. Los controladores que permiten interactuar con el usuario forman parte de los paneles pertenecientes a la interfaz gráfica para el usuario (como los de la Figura 1). Para el *setpoint* remoto el controlador recibe la referencia desde otro bloque, que puede ser otro controlador.

Figura 2 (a)). Para el *setpoint* local la referencia se genera en el propio controlador y se puede cambiar a través de la botonera indicada en la Figura 2 (b). Para el modo normal el controlador no utiliza las referencias remota ni

local y se permite cambiar el valor de la variable a controlar (CV) sobre la que actúa el controlador, a través de la botonera de la Figura 2 (c).

Cuando se produce el cambio desde automático con *setpoint* remoto a automático con *setpoint* local, ya sea por la interacción del usuario o debido a algún automatismo, el *setpoint* local pasa automáticamente al valor que tiene en ese momento la variable de proceso (PV). Para el cambio de modo Manual a Automático se utiliza la referencia local siendo el *setpoint* local el valor de la PV al momento del cambio.

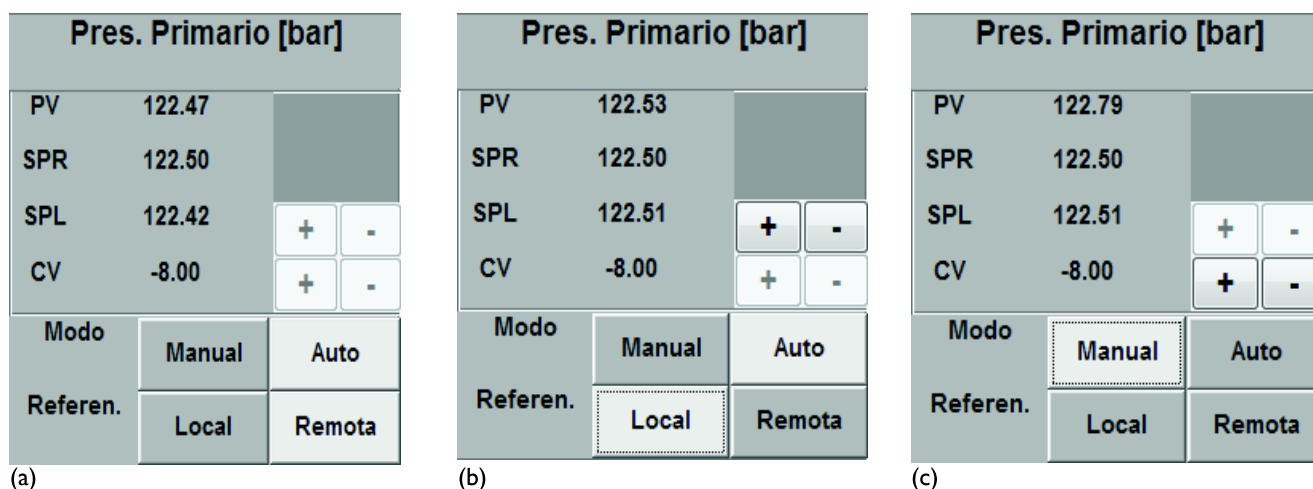


Figura 2. Modos de funcionamiento para un controlador de interfaz: (a) **Automático con Setpoint Remoto**; (b) **Automático con Setpoint Local** y habilitación para configurar la referencia; (c) **Manual** y habilitación para configurar el valor de la CV sobre la que actúa el controlador

CONCLUSIONES

Se presenta el simulador de ingeniería del reactor CAREM-25 desarrollado en el Departamento Control de Procesos de la CNEA. El mismo es utilizado como SGI para dar soporte a la ingeniería del Proyecto CAREM-25 a través de la verificación de los diferentes sistemas a lo largo de una simulación. Este simulador posee modelos programados en RELAP5 y en Matlab/Simulink, los cuales intercambian variables durante la simulación. Además, posee una interfaz de usuario "ad hoc" que permite tomar acciones sobre los modelos durante la simulación.

Este simulador constituye la primera fase del simulador de alcance total dado que varios de los modelos son los mismos que tendrá el simulador que se utilizará para entrenamiento de operadores.

Se mencionan los modelos que lo constituyen y se describió la interfaz de usuario junto con los tipos de transitorios que son posibles simular para llevar a cabo los análisis de interés de diferentes áreas técnicas del Proyecto. Los principales análisis realizados con esta herramienta consisten en verificar el diseño de las regulaciones principales del reactor durante las maniobras operativas de encendido y apagado y ante eventos iniciantes, evaluando la interacción de diferentes sistemas de procesos con el reactor y la performance de las regulaciones. Asimismo, se podrán evaluar las lógicas de control programadas en el sistema de control a través de la conexión del simulador de ingeniería con el del sistema de control de Siemens.

REFERENCIAS

[1] Zanocco, P. Dinámica de Reactores Auto-presurizados, Refrigerados por Convección Natural. Instituto Balseiro – UNCuyo – CNEA, 2005. Tesis Doctoral de la Carrera de Doctorado en Ciencias de la Ingeniería.

[2] Delmastro, D., et al. Características Generales del reactor CAREM-25. XXVII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN), Buenos Aires, 2010.

[3] Hosid, A., et al. Simulador Gráfico Interactivo del reactor CAREM. XLI Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN), Buenos Aires, 2014.

[4] SIEMENS. *SPPA-S3000 Simulator User Guide. Instrumentation, Controls & Electrical / User Manual*, January 2015.

[5] Documentación en línea de Matlab/Simulink.

[6] SAIC & Best Estimated Simulation Technology, LLC. *RELAP5-RT Code Manual Volume I: Code Structure, System Models and Solution Methods*, 2012.

[7] *Information Systems Laboratories (2002), Inc., "RELAP5/MOD3.3 Code Manuals"*.

[8] Castelao Caruana, M., et al. Modelado de sistemas termohidráulicos para uso en simuladores de entrenamiento y desarrollo de reactores nucleares. XLIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN), Buenos Aires, 2016.

[9] Castelao Caruana, M., et al. Biblioteca de componentes termohidráulicos para simuladores de entrenamiento. XL Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN), Buenos Aires, 2013.

[10] Conector Relap-Matlab/Simulink. Dinámica, Control y Simulación de Procesos, CNEA, 2014. Informe CAREM IN-CAREM25IS-7.

Trabajo presentado en la XLIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 21 al 25 de noviembre de 2016.

Evolución del principio de defensa en profundidad y su internalización en el diseño del CAREM-25

GIMÉNEZ M., ZANOCCO P., QUIROGA D. - Departamento de Seguridad Nuclear - Gerencia de Ingeniería Nuclear - CNEA

En este trabajo se discuten, en una primera parte, avances en cuanto a nuevas propuestas sobre el alcance de cada nivel de Defensa en Profundidad, basándose en particular en las propuestas realizadas al respecto por WENRA (Western European Nuclear Regulators Association, 2013)⁰ y por IAEA (TECDOC-1791, 2016)⁰. Esta nueva aproximación es la que se ha tomado en el CAREM-25 para dar encuadre a los distintos sistemas importantes para la seguridad como parte de estrategias de mitigación de eventos, y es la base para el desarrollo de criterios de Clasificación de Seguridad de estructuras, sistemas y componentes. Luego, en una segunda parte, se analiza la internalización en el CAREM-25 del Principio de Defensa en Profundidad (DenP) basándose en la propuesta de WENRA (2013).

Deep Defence Principle Evolution and its Internalization in the CAREM-25 Design

This paper discussed, in the first place, advances related to new proposals within the scope of each Deep Defence level, based in particular in proposals of WENRA (Western European Nuclear Regulators Association, 2013)⁰ and IAEA (TECDOC-1791, 2016)⁰. This new approach was the one selected in CAREM-25 to frame major safety systems as part of the strategy to mitigate events and is the base for the development of Safety Classification Criteria of structures, systems and components. In the second place, an analysis is made of the internalization in CAREM-25 of the Deep Defence Principle based in the WENRA (2013) proposal.

1. Introducción a Defensa en Profundidad

El Principio de Defensa en Profundidad (DenP) establece una serie de medidas consecutivas, encuadradas en la prevención y detección temprana de desviaciones o fallas de sistemas para reducir la probabilidad de ocurrencia de fallos, y en el control y la mitigación de las consecuencias de los mismos si falla la prevención. Esta serie de medidas se concretan mediante múltiples barreras físicas y niveles de protección, teniendo como objetivo cumplir las Funciones Fundamentales de Seguridad en el reactor y la piletta de elementos combustibles: el control de la reactividad, la remoción del calor y el confinamiento y/o la limitación de liberaciones accidentales del material radioactivo.

Las barreras físicas, cuyos objetivos son confinar los productos de fisión, son intrínsecas a la tecnología adoptada, como ser el combustible -material cerámico-, la vaina que lo contiene, la envuelta de presión y la contención. La integridad de estas barreras se deberá lograr mediante una adecuada protección al establecer amplios márgenes de seguridad tanto en operación normal como ante los eventos postulados.

Con respecto a los niveles de protección, la prevención (Nivel 1) es la primera prioridad, seguida de acciones de control de eventos (Niveles 2 y 3) y de mitigación (Niveles 4 y 5) tendientes a proveer protección adicional al público. Cada uno de estos niveles, independientes entre sí tanto como sea razonablemente posible, comprenden

soluciones tecnológicas que se aplican utilizando una combinación de soluciones relativas a la seguridad intrínseca y el uso de sistemas activos y/o pasivos.

2. Nueva aproximación a DenP para nuevas pantas nucleares

La manera básica de que una planta sea diseñada y operada de manera de prevenir accidentes y mitigar sus consecuencias es la aplicación del concepto de DenP. Este concepto o principio debe ser aplicado a todas las actividades relacionadas con la seguridad, desde el diseño y lo organizacional, tanto para la planta operando a plena potencia como en todos los otros estados operativos. Con el objetivo de asegurar que todas las actividades relacionadas con la seguridad estén sujetas a capas o niveles independientes de previsiones, de manera tal que, si una fallase, sea compensada o corregida por otras medidas. Este principio, en conjunto con otros como el de Responsabilidad en la Seguridad que a su vez incluye a la denominada Cultura de la Seguridad, hacen a la seguridad integral de la instalación.

La aplicación de DenP a través del diseño y la operación provee protección contra eventos operacionales previstos (EOP), eventos postulados (fallas simples y múltiples) y accidentes severos, originados por fallas de sistemas o humanas dentro de la planta y eventos

que se originen fuera de ella.

Por lo tanto, DenP es un concepto clave para establecer los objetivos de seguridad de las nuevas plantas nucleares. En particular para ampliar la clásica base de diseño, restringida al nivel 3, incorporando requerimientos que extiende dicha base para incluir eventos de fallas múltiples y la mitigación de accidentes severos postulados. Es decir, incluyendo protecciones adicionales que serían consideradas como “más allá de la base de diseño” en las centrales actuales. Esta serie de niveles de protección debe ser reforzada, buscando independencia entre dichos niveles, y aplicada a cada fuente significativa de material radioactivo.

2.1 Desarrollo histórico de DenP y nueva propuesta

El concepto de DenP fue introducido en el área de seguridad nuclear en los comienzos de los años 70. Este concepto fue gradualmente refinado para constituirse en una aproximación efectiva que combina la prevención de un rango amplio de eventos y la mitigación de accidentes y sus consecuencias. Éstos fueron postulados en la base de eventos iniciantes únicos seleccionados de acuerdo al orden de magnitud de su frecuencia, estimada de la experiencia general de la industria.

La definición de diferentes niveles de DenP es fijada según una escalada de gravedad desde la operación normal hasta accidentes severos y acciones fuera de la central, de manera tal que si uno falla el siguiente nivel

entra en acción. Puede ser que ciertos eventos surjan de una falla inicial y la falla de un nivel precedente o algunos eventos directamente requieran por su magnitud la acción directa de un nivel superior dado. Este concepto apunta desde la prevención y el control de eventos hasta la mitigación, a fin de proveer medios robustos que aseguren el cumplimiento de cada una de las funciones fundamentales de seguridad:

- Control de la reactividad en el reactor y piletas de elementos combustibles irradiados.
- Remoción del calor generado en el núcleo del reactor y piletas de elementos combustibles irradiados.
- Confinamiento del material radiactivo y control de las emisiones radiactivas previstas, así como limitación de las liberaciones radiactivas accidentales.

En sus comienzos, el concepto incluía tres niveles, como se muestra en la tabla 1 extraída del reporte WENRA (2013)0. Luego, el concepto de DenP que se aplica a los reactores operando en la actualidad fue ampliado para tomar en cuenta las denominadas condiciones de daño grave de la planta, que no fueran explícitamente abordadas originalmente y que surgieron de las lecciones aprendidas del desarrollo de la metodología del Análisis Probabilista de Seguridad y de los accidentes de Three Miles Island (USA 1979) y de Chernobyl (URSS 1986). Éstas llevaron al agregado de dos niveles más (INSAG-10, 1996) 0, como se muestra en la tabla 2 extraída del documento WENRA (2013).

Levels of defence in depth	Objective	Essential means	Associated plant condition categories (for explanation - not part of original table)
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation	Normal operation
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features	Anticipated operational occurrences
Level 3	Control of accident within the design basis	Engineered safety features and accident procedures	Design basis accidents (postulated single initiating events)

Tabla 1: DenP, años 70.

Levels of defence in depth	Objective	Essential means	Associated plant condition categories (for explanation - not part of original table)
Level 1	Prevention of abnormal operation and failures	Conservative design and high quality in construction and operation	Normal operation
Level 2	Control of abnormal operation and detection of failures	Control, limiting and protection systems and other surveillance features	Anticipated operational occurrences
Level 3	Control of accident within the design basis	Engineered safety features and accident procedures	Design basis accidents (postulated single initiating events)
Level 4	Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents	Complementary measures and accident management	Multiple failures Severe accidents
Level 5	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive material	Off-site emergency response	

Tabla 2: DenP, INSAG-10

Como se desprende de un análisis de la tabla anterior, el nivel 3 estaba dedicado sólo a los denominados accidentes base de diseño, en tanto que el nivel 4 agrupaba a todos los eventos denominados “más allá de la base de diseño” o bien “condiciones extendidas del diseño (IAEA SSR-2/1, 2016) 0, incluyendo tanto a eventos de fallas múltiples como a accidentes severos.

Se considera, sin embargo, que dichas definiciones no encuadran en el nuevo enfoque, dado por la evolución en conceptos de seguridad nuclear y en requerimientos al diseño de reactores avanzados. En efecto, sistemas de control de Eventos de Fallas Múltiples y de mitigación de accidentes severos ahora forman parte de la base de diseño de los reactores avanzados, entrando por lo tanto en colisión con el alcance clásico de los llamados eventos o accidentes base de diseño, restringidos al nivel 3. Considerando, además, que los objetivos de los diferentes niveles de DenP están definidos como sucesivos escalones en la protección contra una hipotética escalada a situaciones accidentales, se evalúa priorizar un agrupamiento en cada nivel por un objetivo común para el control y gestión de eventos. Dado que los sistemas diseñados

para controlar eventos de fallas múltiples comparten el mismo objetivo que los denominados en INSAG-10 0 como accidentes base de diseño, que es precisamente prevenir su escalada a condiciones de núcleo fundido, se considera que sean tratados en un mismo nivel de DenP. Por otro lado, es relevante tener en cuenta que los fenómenos involucrados en accidentes con fusión de núcleo/combustibles difieren radicalmente de aquellos en los cuales no hay fusión. Por lo tanto, se considera que los accidentes severos deben ser tratados en un nivel específico de DenP.

Así es que WENRA ha propuesto dividir al nivel 3 en el subnivel 3.a para tratar eventos iniciantes postulados únicos (EIPU, ex accidentes base de diseño) y el 3.b para eventos postulados de fallas múltiples (EPFM) y reservar el nivel 4 exclusivamente para accidentes severos postulados, conformándose así una nueva base de diseño o envoltorio de diseño que incluye a todos estos eventos. Esta propuesta es a la que han adherido los autores de este documento y el Proyecto CAREM. En la tabla 3, extraída del reporte WENRA (2013)0, se muestra tal propuesta.

Levels of DiD	Associated plant condition categories	Objective
Level 1	Normal operation	Prevention of abnormal operation and failures
Level 2	Anticipated operational occurrences	Control of abnormal operation and failures
Level 3	DiD Level 3.a Postulated single initiating events	Control of accident to limit radiological releases and prevent escalation to core melt conditions
	DiD Level 3.b Postulated multiple failure events	
Level 4	Postulated core melt accidents	Control of accidents with core melt to limit off-site releases
Level 5	-	Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive material

23 October 2015 WENRA views on DiD for new reactors WENRA RHWG

Tabla 3: DenP, WENRA.

De esta manera esta estructura refleja una adecuada evolución y racionalidad en cuanto a la evolución del concepto de DenP, dado que considera ahora tales eventos de fallas múltiples y accidentes severos postulados dentro de la base de diseño y que sea tomada en los nuevos diseños desde una fase temprana del diseño.

Por otro lado, se puede observar que se mantiene para nivel 2 la denominación de Eventos Operacionales Previstos (EOP), que se ha eliminado la denominación de Accidentes Base de Diseño (Nivel 3) y ha sido reemplazada por Eventos Inicantes Postulados Únicos (EIPU) (N3.a), que se agrega la denominación de Eventos Postulados de Fallas Múltiples (EPFM) y que se reserva para el Nivel 4 los denominados Accidentes con fusión de núcleo postulados. Todos ellos ahora constituyen la nueva base de diseño o envoltorio de diseño de los nuevos reactores.

Es importante agregar que para demostrar el cumplimiento de cada nivel de DenP con el diseño propuesto de la planta, se establecen criterios de aceptación deterministas relacionados con límites a aplicar a parámetros relevantes de la seguridad y que se recomienda la aplicación de metodologías de evaluación conservativas para demostrar dicho cumplimiento para el Nivel 3.a y del tipo mejor estimación para los niveles 3.b y 4.

Finalmente se quiere mencionar que en IAEA (TECDOC 1791, 2016)0 se plantea, además de reflejar la propuesta de WENRA, dejar en el Nivel 3 solo los denominados accidentes severos y dividir el nivel 4 en dos, 4.a para EPFM y 4.b para accidentes severos

postulados. Los autores entienden que esta última propuesta surge de evitar un cambio de terminología para el nivel 3 respecto de lo usado hasta la fecha, pero que confunde a la hora de entender qué es una base de diseño, y mantiene la terminología de “base de diseño extendida” que también puede confundir dado que la base de diseño es única y no una “clásica” y otra “adicional extendida”. Pero sobre todo comparte el hecho de que la compartimentación de niveles se tiene que hacer por objetivos comunes, tal como se describió anteriormente, y no solamente por mantener una tradición. Podemos concluir entonces que la propuesta de WENRA refleja de una manera más clara la evolución de este principio ante los nuevos requerimientos de seguridad incremental y es la adoptada para CAREM-25.

3. Internalización de Defensa en Profundidad en el diseño CAREM-25

Cada uno de los niveles de DenP, independientes entre sí tanto como sea razonablemente posible, comprenden soluciones tecnológicas mediante Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC), que en CAREM se aplican para contribuir a incrementar el grado de seguridad respecto de la generación actual de reactores, utilizando conceptos de seguridad intrínsecos, sistemas pasivos y simplicidad.

El objetivo del Nivel 2 es controlar los denominados eventos operacionales previstos (EOP), cuya ocurrencia en la vida útil de la planta es probable. Respecto del Nivel 3 de Defensa en Profundidad, que en CAREM se ha puesto

especial énfasis, su objetivo es el control de eventos muy poco probables, pero eventualmente más graves, para limitar liberaciones de material radiactivo y prevenir su escalada a condiciones de núcleo fundido. En este Nivel se controlan eventos iniciantes postulados únicos (EIPU) y eventos iniciantes de fallas múltiples (EPFM). Ambos casos son dos aproximaciones complementarias que comparten el mismo objetivo: el control de eventos para alcanzar el estado seguro. Es por eso que se trata a estos últimos eventos también como parte del tercer nivel de DenP, pero con una clara distinción de los anteriores en cuanto a medios y condiciones. De aquí que se divide el Nivel 3 en dos subniveles: 3A y 3B, en concordancia con ambos tipos de eventos postulados. Siendo el tratamiento del Subnivel 3B y los sistemas allí asignados, una característica distintiva del diseño CAREM25 que fortalece aspectos de seguridad y se encuadra dentro de la tendencia internacional.

A continuación, se detalla cómo se estructura DenP en CAREM, qué criterios de diseño se establecen para cada nivel y, finalmente, se describen brevemente los sistemas principales que los implementan.

3.1 Criterios relativos a la prevención de EIP

El **Primer Nivel de Defensa en Profundidad** tiene como objetivo el confinamiento del material radioactivo y la prevención de fallas y de operaciones anormales. Incluye un amplio rango de consideraciones conservativas en el diseño, prácticas probadas de ingeniería, alta calidad y una sólida cultura de la seguridad, desde el emplazamiento hasta el desmantelamiento de la planta. La falla de este nivel implica que ha ocurrido un EI. En particular en CAREM, respecto de este Nivel, se requieren, entre otros:

- Simplicidad en el diseño de los sistemas que implique, por un lado, una reducción en el número de componentes cuya falla podría desencadenar un evento iniciante, y por otro, que incremente la disponibilidad de los sistemas demandados.
- Buena tolerancia a desviaciones haciendo uso del gran inventario de agua en relación a la potencia del reactor.
- Amplios márgenes térmicos y mecánicos respecto a parámetros de seguridad.
- Coeficiente de potencia negativo.
- Reducción de la frecuencia de ocurrencia o eliminación de ciertos eventos iniciantes típicos de los LWR (*Light Water Reactors*), mediante soluciones de ingeniería apropiadas. Algunos objetivos de diseño que favorecen este criterio se enumeran a continuación:
 - o Ubicación de los accionamientos hidráulicos del Sistema de Extinción Rápido y de Ajuste y Control dentro del RPR, con el fin de eliminar el evento de inserción de reactividad por eyección de elementos absorbentes.

- o Eliminación de absorbente neutrónico disuelto en el refrigerante para el control de reactividad en todos los estados operativos, con el fin de eliminar el evento de inserción de reactividad por dilución de absorbente neutrónico,
- o Adecuada disposición del circuito primario para proveer refrigeración por circulación natural, con el fin de eliminar el evento iniciante de pérdida de caudal refrigerante en el núcleo.
- o Limitación del diámetro de acometida al Recipiente de Presión del Reactor (RPR) a 38,1mm, con el objetivo de, en caso de rotura, reducir su impacto en eventos de pérdida de refrigerante en el reactor y en los requerimientos de los Sistemas de Seguridad Línea Principal de Protección. De esta manera se elimina el evento de pérdida de refrigerante (LOCA) grande, típico en diseños tipo PWR, excluyendo fenómenos característicos, como ser el vaciamiento del núcleo en forma rápida y la consecuente ocurrencia de DNB. Por otro lado, y asociado a la condición de saturación del fluido en la rama caliente, se evitará también la existencia de ondas de presión severas que comprometan la integridad de los componentes internos del RPR.
- o Ubicación de las penetraciones del recipiente de presión en el máximo nivel posible, por sobre la zona activa de los GV, con el fin de minimizar pérdidas de refrigerante en estado líquido. Con la misma finalidad, las cañerías que acometen al RPR y se prolongan dentro de éste, deberán tener dispositivos para evitar en lo posible la pérdida de refrigerante líquido por debajo de un dado nivel.
- Reducir tanto como sea razonablemente posible, el impacto de eventos externos respecto de la generación actual de reactores. Esto se deberá lograr como complemento al criterio de almacenar la potencia de decaimiento durante el período de gracia dentro de la contención, lo cual evita la dependencia de un sumidero de calor asegurado externo a la planta durante ese período.

3.2 Criterios relativos a cumplimiento de Funciones Fundamentales de Seguridad ante EP

La Ilustración 1 presenta la base conceptual para definir la estrategia general de implementación del principio de Defensa en Profundidad para controlar y mitigar los EP que afecten al reactor. Allí se muestra la estructuración de los diferentes niveles de defensa y etapas temporales, que reflejan las características propias del diseño CAREM. Dicha estrategia se detallará a continuación.

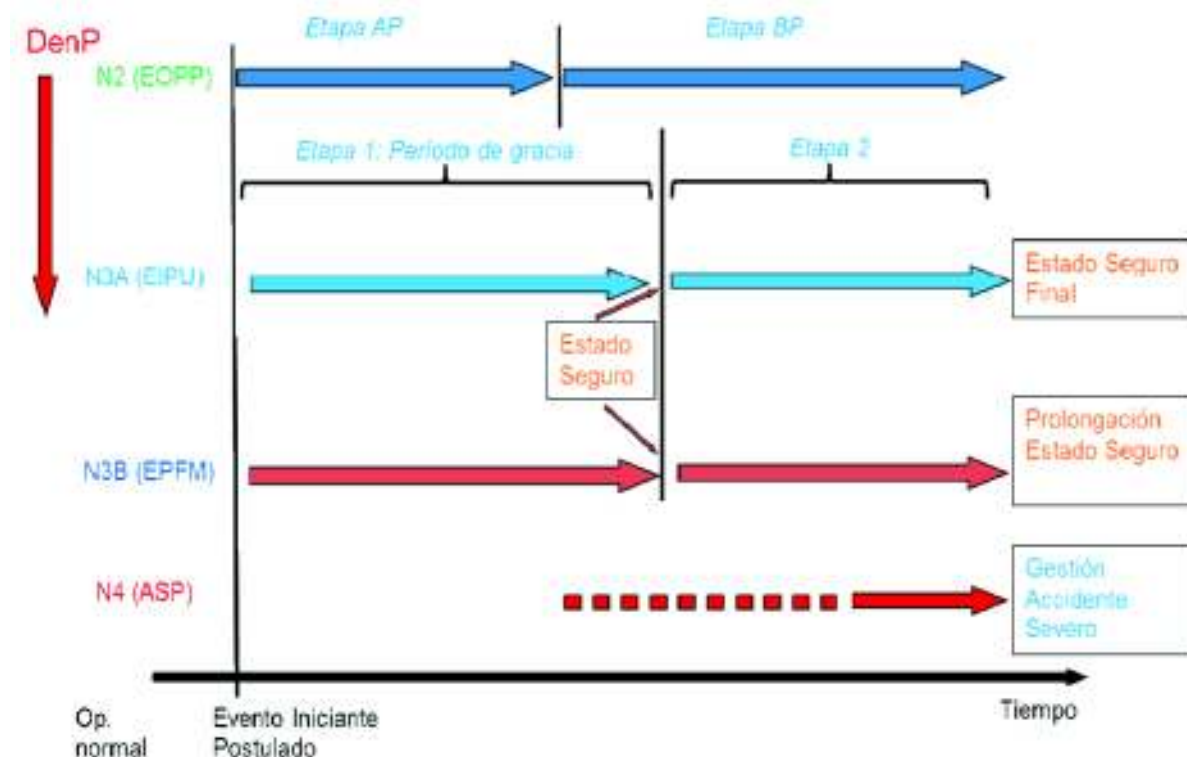


Ilustración 1: Base conceptual utilizada para la definición de estrategias para el cumplimiento de las Funciones Fundamentales de Seguridad para el control de Eventos Iniciales Postulados: EOPP, EIPU y EPFM y accidentes severos postulados

El **Segundo Nivel de Defensa en Profundidad** tiene como objetivo la detección de fallas y el control de operaciones anormales, para evitar que aquellas se agraven y deriven en condiciones más severas, de manera de retornar a la operación de la planta, tan pronto como sea posible una vez subsanada la falla. Los EI a ser controlados en este nivel son los denominados EOP, donde las funciones relativas a la refrigeración son cumplidas por sistemas utilizados en la operación normal de la planta. Los EOP incluyen tanto eventos que pueden ser controlados con maniobras que no requieren la extinción del reactor, como eventos que sí la requieren (denominados EOPP). Estos últimos eventos son los considerados como parte del grupo de EIP y a ser tratados en las evaluaciones de seguridad.

Este nivel se implementa por acciones específicas del sistema de control y otros medios de asistencia disponibles para la operación normal de la planta. En lo que respecta a la acción de extinción ésta no es necesariamente rápida. El PSE puede ser actuado por el PSPR en eventos específicos del Nivel 2.

Los sistemas que cumplen funciones en este nivel y que son jerarquizados especialmente por diseño, se los denomina Sistemas de Reducción de Riesgo. Se establecen los siguientes criterios:

- La función de seguridad de extinción deberá ser cubierta por el Sistema de Ajuste y Control, ejecutada por el Sistema de Control y Monitoreo de la Planta.
- Se deberán definir cuáles de los sistemas de procesos disponibles (tradicionalmente no clasificados como Sistemas Importantes para la Seguridad) serán utilizados en las estrategias de control de EOPP que se planteen, de modo tal de robustecer por diseño prestaciones relacionadas con la seguridad. Estos sistemas serán considerados como importantes para la seguridad y se les asignará un grado de clasificación de seguridad. Esta selección se podrá hacer evaluando la importancia de estos sistemas en los resultados del Análisis Probabilista de Seguridad, y tendrá por lo tanto el objetivo de reducción del riesgo. Estos sistemas se denominarán Sistemas de Reducción de Riesgo.
- Este nivel deberá estar cubierto por acciones especiales del Sistema de Control relativas al cumplimiento de la función de refrigeración (extracción de calor del sistema primario e inyección de refrigerante al RPR), con los Sistemas de Reducción de Riesgo, de manera tal de evitar que se alcancen los umbrales de disparo del Primer Sistema de Protección relativos a la demanda de los Sistemas de Seguridad

Línea Principal de Protección relacionados con la función de refrigeración, dentro de lo razonablemente posible. Estas acciones deberán ser compatibilizadas y jerarquizadas respecto de las que estén tomando otros sistemas en operación de la planta.

El **Tercer Nivel de Defensa en Profundidad** tiene como objetivo el control tanto de EIPU como de EPFM, a fin de evitar por diseño el daño en los elementos combustibles y la envuelta de presión (si es que ésta no fue afectada por el EP), manteniendo la efectividad de las barreras, incluyéndose a la contención. En ambos casos, el objetivo es limitar la liberación de material radiactivo y prevenir la escalada de tales eventos a condiciones de accidente severo. Dado que existe una clara distinción entre dichos eventos, en cuanto a los medios y las condiciones para alcanzar el objetivo planteado, es que este Nivel se divide en dos subniveles: 3A y 3B.

Subnivel 3A: el objetivo de este subnivel es el control de EIPU para prevenir su escalada a condiciones de accidente severo. La estrategia establecida en CAREM para el control de estos eventos, se plantea en dos etapas, cuyos objetivos son:

- Etapa 1: alcanzar y mantener a la planta en el denominado *Estado Seguro*, en donde las Funciones Fundamentales de Seguridad durante un período prolongado de tiempo, denominado período de gracia, se cumplen mediante los Sistemas de Seguridad Línea Principal de Protección.
- Etapa 2: alcanzar y mantener a la planta en el denominado *Estado Seguro Final* tanto tiempo como sea necesario, mediante sistemas activos denominados Sistemas de Estado Seguro Final (SESF), una vez alcanzado el *estado seguro*.

Subnivel 3B: el objetivo de este subnivel es el control de EPFM para prevenir su escalada a condiciones de accidente severo. Para su internalización en el diseño CAREM, en este Nivel en particular se distinguen dos condiciones asociadas a fallas de sistemas definidos para controlar los eventos en la etapa 1 o en la 2:

- Fallas de SS Línea Principal de Protección (Falla de Subnivel 3A, durante la etapa 1): el objetivo es llevar al reactor al denominado estado seguro, en donde las funciones de seguridad durante el período de gracia se cumplen mediante Sistemas de Seguridad Línea Diversa de Protección. Estos sistemas no requieren alimentación eléctrica de potencia.
- Falla de los SESF o de causa común en sistemas soporte de éstos (Falla de Subnivel 3A, durante la etapa 2): el objetivo es mantener el estado seguro mediante Sistemas de Extensión del Estado Seguro (SEES) y otros Sistemas Relacionados con la Seguridad (SRS), sustentados por medios autónomos externos, que permitan extender el Estado Seguro hasta la recuperación de los SESF. Dicho objetivo puede llevarse a cabo extendiendo la autonomía de los Sistemas de Seguridad Línea Principal de

Protección de refrigeración, recuperando el nivel en el RPR y/o refrigerando la contención.

Respecto al Subnivel 3A de Defensa en Profundidad, Etapa 1, surgen los siguientes criterios:

Criterios generales:

- Se deberá contar con un Sistema de Protección del Reactor que cumpla la función de detección de fallas, cuando los valores de las variables de seguridad se desvíen más allá del rango de operación normal, y demandar los Sistemas de Seguridad Línea Principal de Protección, como ser sistemas de extinción del reactor, de refrigeración del mismo, la aislación de los GV y de la contención, según corresponda. El operador podrá iniciar acciones protectoras en forma manual, sin embargo, no podrá interrumpir o interferir con las acciones automáticas hasta tanto se llegue al estado seguro.
- Se deberá establecer un Período de Gracia sin necesidad de suministro eléctrico de potencia para el cumplimiento de las funciones de seguridad relacionadas con la refrigeración del reactor, la contención y la piletta de almacenamiento de elementos combustible, manteniendo la planta en estado seguro. El objetivo es reducir el impacto de la falla de los sistemas de diesel en la frecuencia de daño de núcleo, uno de los factores de mayor incidencia en centrales tipo PWR clásicas. De esta manera se incluye al evento de Pérdida de suministro eléctrico externo, sin necesidad de generación eléctrica de emergencia dentro de la Base de Diseño.
- Se deberá garantizar el estado seguro de la planta sin la necesidad de intervención humana durante el período de gracia. Esto minimiza el impacto de la contribución del error humano en la falla de sistemas.
- Se deberá contar con sistemas pasivos para ejercer las funciones de extinción y refrigeración, a ser demandados por el sistema de protección del reactor. El objetivo es llevar a la planta al estado seguro, con un elevado grado de disponibilidad y robustez para controlar EIPU, y estos constituirán la línea principal de protección.
- Se deberá tender, mediante soluciones apropiadas de ingeniería, a la reducción o eliminación de fenómenos físicos complejos, presentes en situaciones de pérdida de refrigerante y altamente dependientes de la geometría, característicos de los PWR con circuito primario distribuido.
- Se deberán tener amplios márgenes respecto de los límites de seguridad.

Extinción:

- Se deberá contar con un sistema de extinción rápido capaz de causar la extinción del reactor y mantenerlo subcrítico, en toda condición.

Refrigeración del sistema primario:

- Se deberá contar con un sistema para extracción de calor residual del tipo pasivo cuyo objetivo es controlar eventos de pérdida de extracción de calor del sistema primario.

- Se deberá contar con un sistema de inyección de refrigerante cuyo objetivo es controlar eventos de roturas de acometidas al RPR. Deberá ser pasivo con el fin de mantener el núcleo cubierto durante el período de gracia sin necesidad de alimentación eléctrica de potencia.

Contención:

- La contención deberá ser del tipo supresión de presión con una capacidad de almacenar el calor de decaimiento y la energía de enfriamiento del sistema primario al menos durante el período de gracia. El objetivo de ubicar dicho sumidero de calor para el control de EIPU dentro de la contención es, entre otros aspectos, limitar la influencia de eventos externos como así también las consecuencias potenciales de acciones de sabotaje que afecten al sumidero de calor asegurado.
- La estructura de la contención y el sistema de aislación se deberán diseñar para confinar los productos de fisión y otros elementos radioactivos, en operación normal como así también durante y después de los eventos postulados, manteniendo la liberación de materiales radiactivos dentro de los límites de diseño.
- Se dispondrán válvulas de aislación en las cañerías de alimentación y vapor vivo dentro de la contención para controlar el EIPU de rotura de tubos de los generadores de vapor, con el fin de evitar el flujo de refrigerante del sistema primario hacia el sistema secundario.

Relativos al Subnivel 3A de Defensa en Profundidad, Etapa 2, surgen los siguientes criterios:

Criterios generales:

- Para continuar con el cumplimiento de las funciones de refrigeración del sistema primario y contención luego del período de gracia se deberá contar con *sistemas activos, denominados Sistemas de Estado Seguro Final*, los cuales comenzarán a actuar una vez alcanzado el estado seguro (antes de finalizado el período de gracia) para llevar a la planta al *estado seguro final*.
- Se deberá contar con un suministro eléctrico de emergencia (interrumpible) de respaldo de los *Sistemas de Estado Seguro Final*.
- Deberá mantenerse una coherencia en componentes activos que pertenezcan a la misma cadena de extracción de calor, para la definición de redundancias (ej.: sistemas intermedios y sumidero final de calor).
- Las acciones humanas se deberán orientar a la retoma de la función de refrigeración, luego de alcanzado el *estado seguro*, mediante los Sistemas de Estado Seguro Final, con asistencia del sistema de control y monitoreo. Tales acciones deberán asegurar el mantenimiento de las funciones fundamentales de seguridad de manera sostenida en el tiempo.

Refrigeración del sistema primario:

- Se deberá contar con sistemas para extracción de calor residual y transferir el calor a sumideros finales de calor.
- Se deberá contar con sistemas para inyección de refrigerante de manera de mantener el núcleo cubierto y permitir el funcionamiento de los sistemas de refrigeración.

Contención

- Se deberá contar con sistemas para extraer el calor acumulado en la contención al sumidero final de calor.

Relativos al Subnivel 3B de Defensa en Profundidad, surgen los siguientes criterios:

Criterios generales:

- Se deberá desarrollar un programa de gestión de eventos comprendidos en este nivel.

Salvaguardias ante fallas del Subnivel 3B, durante la etapa 1:

- Se deberá contar con una *línea diversa de protección* a la denominada *línea principal de protección* a fin de mitigar los EIP cuya frecuencia sea mayor que 10^{-3} . Los sistemas que constituyan la línea diversa serán demandados ante falla de la línea principal.
- Se deberá contar con un Segundo Sistema de Extinción, (que forme parte de la Línea Diversa de Protección) independiente y diverso del que constituya la Línea Principal de Protección, capaz de causar la extinción del reactor y mantenerlo subcrítico, en toda condición.
- Se deberá contar con un Segundo Sistema de Protección del Reactor independiente y diverso del Primero, para cumplir la función de la demanda del Segundo Sistema de extinción ante los EPFM
- Se deberá contar con sistema actuado en forma manual remota para despresurizar al sistema primario en caso de falla del sistema de refrigeración en parada del sistema primario que constituya la línea principal de protección, de manera tal de permitir el ingreso del sistema de inyección de refrigerante a baja presión.
- Se deberá verificar la capacidad de la contención ante ciertos EPFM.

Salvaguardias ante fallas del Subnivel 3B, durante la etapa 2:

- Se deberán disponer de dispositivos y sistemas, sustentados por medios externos para extender el estado seguro refrigerando al primario y a la contención, tanto como sea razonablemente posible, con el objetivo de cubrir aquellos eventos de fallas de los Sistemas de Estado Seguro Final, de un escenario de *Station Black-out* cuya duración sea mayor que 36 hs (falla suministro eléctrico externo por más de 36 hs y de los generadores diesel de potencia de la planta), entre otras fallas de causa común postuladas dentro de lo razonablemente practicable (EPFM).

El **Cuarto Nivel de Defensa en Profundidad**, supuesta la falla del Nivel 3, tiene como objetivo general proveer

acciones de mitigación en condiciones severas de daño de núcleo para controlar, tanto como sea razonablemente posible, la progresión del accidente, de modo tal de reducir la eventual liberación del material radiactivo al medio ambiente. Relativos a este Nivel surgen los siguientes criterios:

- Con el objetivo final de limitar la liberación de material radioactivo al ambiente, tanto como sea razonablemente practicable, se deberán contemplar por diseño previsiones que reduzcan significativamente la probabilidad de falla temprana de la contención ante los escenarios postulados de accidente severo, analizando para esto los principales fenómenos y procesos asociados a la progresión de un accidente severo en la planta, como ser:
 - o Contar con un sistema que asegure la despresurización del RPR en una etapa temprana del evento para reducir, tanto como sea razonablemente practicable, el daño directo de la contención por falla del recipiente de presión a alta presión.
 - o Incluir dispositivos para el control del hidrógeno en los distintos recintos de la contención y edificios auxiliares, con el fin de reducir tanto como sea razonablemente practicable deflagraciones y/o detonaciones.
 - o Incluir un sistema de refrigeración externa del RPR para evitar la rotura del mismo en caso de accidente severo, eliminando prácticamente la posibilidad de interacción corium-hormigón.
 - o Incluir un sistema de alcalinización de pileta

supresora, para incrementar la retención de productos de fisión en Piletas Supresoras.

- Se deberá contemplar el diseño de una sala de control de emergencia, independiente de la principal, especialmente diseñada para monitorear en condiciones ambientales anormales.

El **Quinto Nivel de Defensa en Profundidad**, supuesta la falla del Nivel 4, tiene como objetivo la mitigación de las potenciales consecuencias radiológicas debidas a liberaciones significativas de material radiactivo mediante acciones de emergencia fuera del sitio. Se establecen los siguientes criterios:

- Se deberá contar con planes de emergencia adecuados a las características del sitio y la población cercana.
- Los planes de emergencia deberán estar a su vez desarrollados en conjunto con las fuerzas locales e instituciones pertinentes.
- Se deberá contar con estaciones de monitoreo ambiental y radiológico en las inmediaciones de la central para asistencia a emergencias.

3.3 Sistemas importantes para la seguridad según los Niveles de DenP

La Ilustración 2 presenta los sistemas, en su denominación genérica, asignados a cada nivel de Defensa en Profundidad para controlar los EP (EOPP, EIPU, EPFM) y mitigar los ASP.



Ilustración 2: Sistemas, en su denominación genérica, utilizados en cada Nivel y etapa definida en las estrategias para control de EOPP, EIPU, EPFM y ASP

Los sistemas denominados como Sistemas de Reducción de Riesgo son aquellos sistemas de operación normal y que, dadas las características del CAREM y el rol que pueden ejercer en el control de la función de refrigeración y reposición de inventario al RPR con reactor extinguido, son especialmente considerados por diseño para el control de EOPP. Esta identificación ha surgido de un análisis integral determinista y probabilista.

Los sistemas definidos como Sistemas de Seguridad Línea Principal de Protección (SS-LPP) Subnivel 3A etapa 1, en CAREM-25, son: el Primer Sistema de Protección del reactor (PSPR) (encargado de detectar EI y demandar la actuación del resto de los SS-LPP), el Primer Sistema de Extinción (PSE), Sistema de extracción de Calor Residual (SSECR), Sistema de Inyección de Seguridad (SIS) (para las funciones de refrigeración e inyección, respectivamente), y el sistema contención y válvulas de aislación de HVAC y GVs (función confinamiento de radionucleídos). Estos sistemas cumplen sus respectivas funciones en la Etapa 1 del Subnivel 3A de DenP.

Los sistemas definidos como Sistemas de Seguridad Línea Diversa de Protección (SS-LDP) Subnivel 3B etapa 1, en CAREM-25, son: el Segundo Sistema de Protección del reactor (SSPR) (encargado de detectar a EI y demandar la actuación del SSE), el Segundo Sistema de Extinción (SSE) (para la función de extinción), y las válvulas del Sistema de Limitación de Presión y Despresurización del RPR (para las funciones de refrigeración y permitir la inyección del SIS ante falla del SSECR).

Las funciones relacionadas con la extinción, refrigeración y confinamiento, se ejercen en forma pasiva –sin necesidad de suministro eléctrico– durante el período de gracia (36h), etapa 1, llevando a la planta al denominado estado seguro, en donde la energía removida del sistema primario es almacenada en la contención supresora de presión. Los sistemas que pertenecen a la denominada línea principal de protección actuarán ante EIPU (EIP en donde se postula la falla de los SRR o bien éstos superan la capacidad de control dentro del Nivel de DenP). Los sistemas que pertenecen a la denominada línea diversa de protección actuarán ante la ocurrencia de EPFM, es decir EIP con fallas adicionales postuladas en la línea principal de protección.

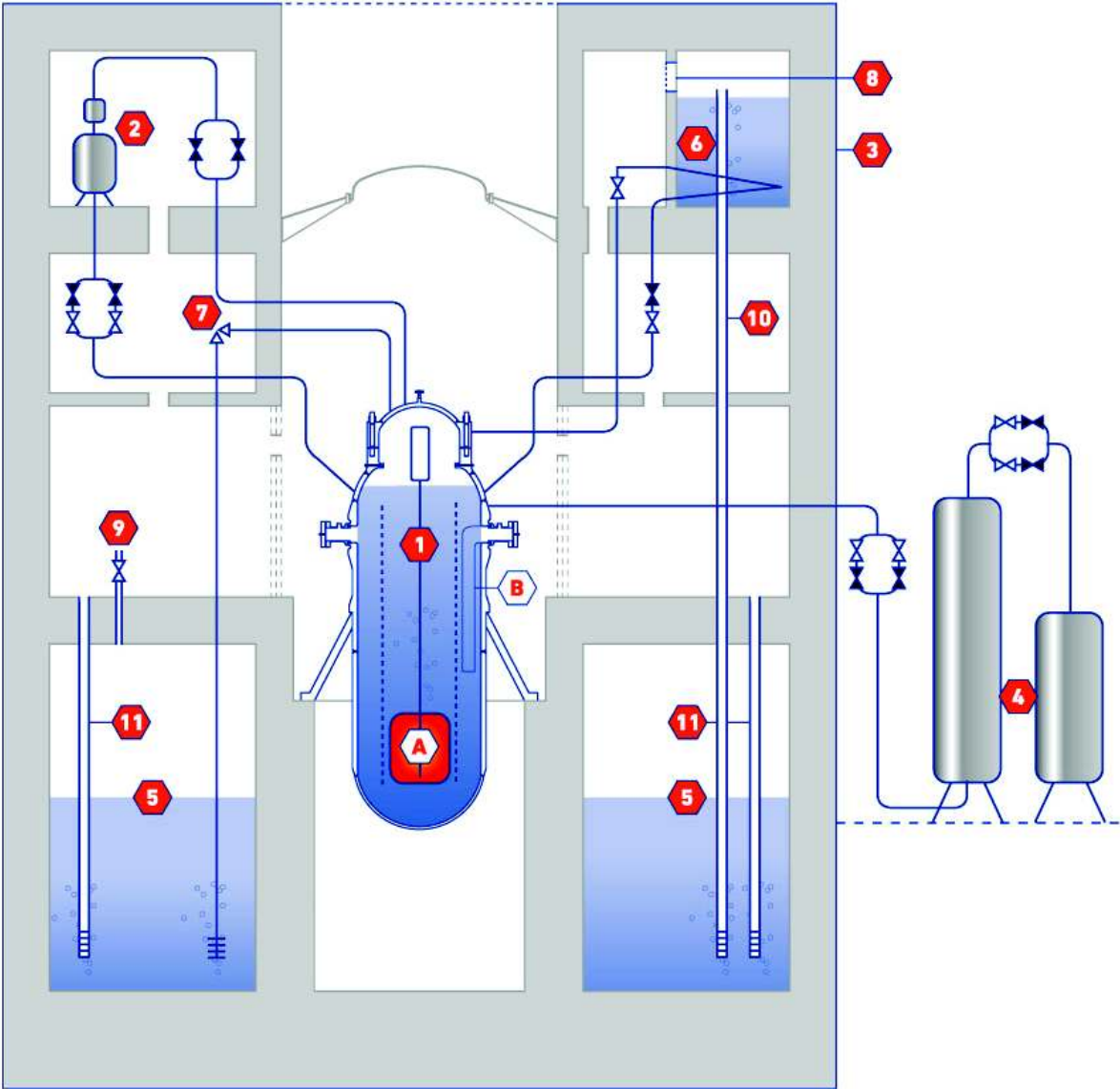
Luego del período de gracia, y una vez alcanzado el estado seguro, el objetivo es llevar la planta al denominado estado seguro final, con medios activos

(Subnivel 3A, etapa 2). Para ello se recurre a los denominados Sistemas de Estado Seguro Final (SESF) que son: Sistema de enfriamiento de piletas supresoras y rociado de la contención y Sistema de refrigeración de componentes. Estos sistemas pueden ser alimentados mediante el suministro eléctrico de emergencia (con soporte de generadores diesel) que también pertenecen a este nivel. Las acciones de habilitación de estos sistemas para la transición del estado seguro al seguro final serán realizadas por el operador, a excepción del arranque de los generadores diesel, que es automático ante falla en las barras de suministro eléctrico normal (esto último se plantea para la actuación SRR).

En caso de falla de los SESF, ya sea por falla propia o una situación de pérdida total de suministro eléctrico de potencia prolongada (en barras normales y de emergencia) más allá del período de gracia, se proveen sistemas o medios para que de manera autónoma se pueda continuar con el estado seguro más allá de este período. Para ello hay conexiones para medios externos autónomos para reponer inventario al RPR, a la piletas del SSECR y refrigerar a ésta y a la piletas supresoras de la contención. Estos sistemas se denominan Sistemas de Extensión del Estado Seguro y se encuadran dentro del Subnivel 3B de DenP, etapa 2.

Los Sistemas de Mitigación de Accidentes Severos, que cumplen funciones dentro del Nivel 4 de DenP para controlar y mitigar un accidente severo postulado, son el rociado externo del cabezal inferior del RPR y el sistema de control de hidrógeno, con el fin de proteger a la contención y en donde ésta, como barrera y en la medida de lo razonablemente practicable, cumple la función de confinamiento de radionucleídos. También forma parte de este grupo el Sistema de alcalinización de la piletas supresoras.

Entre otros Sistemas Relacionados con la Seguridad se puede mencionar a los sistemas soporte de los SS-LPP o de SS-LDP a la espera (sistemas de Nivel 1), y a los sistemas de visualización de parámetros importantes de seguridad (SVPS) identificados para ejecutar acciones manuales planificadas, monitorear el estado de las Funciones Fundamentales de Seguridad, el estado de las barreras del material radioactivo, el estado de sistemas importantes para la seguridad y, finalmente, monitoreo para determinar la magnitud de cualquier liberación potencial o real de radioactividad.



Referencias

A	Núcleo	6	SSECR
B	Generadores de vapor	7	Sistema de limitación de presión y despresurización RPR
1	PSE	8	Disp. del Sistema Contención: membranas de alivio Recinto del SSECR
2	SSE	9	Disp. del Sistema Contención: válvulas de alivio RPS
3	Edificio de la Contención	10	Disp. del Sistema Contención: ductos de alivio Recinto del SSECR
4	SIS	11	Disp. del Sistema Contención: ductos de alivio Recintos Secos
5	Pileta supresora		

Ilustración 3. Esquema de algunos SSLPP y LDP (actuación) y otros componentes relacionados

4. Conclusiones

En este trabajo se ha descripto el Principio de DenP, su evolución histórica y nuevas propuestas como la planeada por WENRA (2013) [1] y la que refleja el TECDOC 1791 (2016) [2]. La propuesta de WENRA es la que los autores han preferido y es la que ha sido adoptada en el Proyecto CAREM. Se han presentado además los criterios generales de seguridad nuclear que servirán como fundamento para la definición de estrategias de prevención y mitigación de Eventos para cada nivel de Defensa en Profundidad, identificándose, a su vez, los correspondientes sistemas. Finalmente vale agregar que DenP en CAREM ha servido como base para desarrollar una metodología de clasificación de funciones de seguridad por su importancia y de las estructuras, sistemas y componentes que las ejecutan, con el fin de establecer requerimientos de diseño, especificación y validación de la funcionalidad y confiabilidad, arquitectura de sistemas, condiciones ambientales de trabajo según su ubicación y función a cumplir, condiciones sísmicas y Gestión de Calidad, inspección, ensayos y mantenimiento.

Referencias

- [1] WENRA Report: “Safety of new NPP designs” – Study by Reactor Harmonization Working Group, March 2013.
 [2] [IAEA TECDOC-1791](#): “Considerations on the

Application of the IAEA Safety Requirements for the Design of Nuclear Power Plants” – Vienna, 2016.

[3] IAEA SSR-2/1 (Rev. 1): “Safety of Nuclear Power Plants: Design” – Specific Safety Requirements – Vienna, 2016.

[4] INSAG-10: “Defence in Depth in Nuclear Safety” – International Nuclear Safety Advisory Group, June 1996.

Trabajo presentado en la XLIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 21 al 25 de noviembre de 2016.

Abreviaturas

ASP:	Accidente Severo Postulado
DenP:	Defensa en Profundidad
EIP:	Evento Iniciante Postulado
EIPU:	Evento Iniciante Postulado Único
EOP:	Evento Operacional Previsto
EOPP:	Evento Operacional Previsto Postulado
EP:	Evento Postulado
EPFM:	Evento Postulado de Fallas Múltiples
PSE:	Primer Sistema de Extinción
RPR:	Recipiente de Presión del Reactor
SIMPS:	Sistema Importante para la Seguridad
SS-LPP:	Sistema de Seguridad Línea Principal de Protección
SS-LDP:	Sistema de Seguridad Línea Diversa de Protección
SEES:	Sistema de Extensión Estado Seguro
SESF:	Sistema de Estado Seguro Final
SRR:	Sistema de Reducción de Riesgo
SRS:	Sistema Relacionado con la Seguridad

Radiaciones ionizantes en cardiología

FRANCISCO ALBERTO PASTORE – Doctor en Medicina Universidad de Buenos Aires - Docente Autorizado Universidad de Buenos Aires - Médico especialista en Cardiología y Medicina Nuclear - Jefe del Servicio de Medicina Nuclear Hospital Interzonal Gral. de Agudos Eva Perón, San Martín Pcia. de Buenos Aires.

La cardiología, a través de sus subespecialidades, ha sido una de las especialidades médicas que mayor uso ha hecho de las radiaciones ionizantes con finalidad de diagnóstico y tratamiento. El aumento de la dosis de radiación colectiva por usos médicos ha puesto en alerta a la comunidad médica debido al riesgo potencial de carcinogénesis radioinducida. En este artículo se revisan conceptos básicos en radioprotección, el impacto del problema sobre la población y en el individuo en particular. Por último, se mencionan estrategias que se están implementando para la optimización de la dosis que reciben los pacientes en estos procedimientos médicos.

Ionizing Radiation in Cardiology

Cardiology, through its subspecialties, has been one of the medical specialties that has made greater use of ionizing radiation for the purpose of diagnosis and treatment. Increasing the dose of collective radiation by medical uses has put the medical community on alert because of the potential risk of radio-induced carcinogenesis. This article reviews basic concepts in radiation protection, the impact of the problem on the population and on the individual in particular. Finally, there are mentioned strategies under implementation for the optimization of the dose received by patients in these medical procedures.

INTRODUCCIÓN

Los avances tecnológicos aplicados a la medicina y la disponibilidad de equipamiento, han dado lugar a un incremento de los procedimientos de diagnóstico y tratamiento en que se utilizan radiaciones ionizantes. Entre ellos, aquellos que se realizan con el uso de radioisótopos, como es el caso de la Cardiología Nuclear.

Las radiaciones ionizantes implican un riesgo potencial para los pacientes, que es de difícil ponderación. En este artículo, en primer lugar, se revisan conceptos básicos de radioprotección. Luego, se hace un análisis con un enfoque que considera el impacto del uso de radiaciones ionizantes a nivel poblacional o de la Salud Pública y a nivel individual, en el contexto del paciente sujeto a estudio y tratamiento. En éste último caso, se analiza el riesgo/paciente y la relación riesgo/beneficio. Finalmente, se mencionan los avances y estrategias que contribuyen a la optimización en el uso de estos métodos médicos.

I. CONCEPTOS BÁSICOS EN RADIOPROTECCIÓN

Las radiaciones ionizantes son aquellas con energía, longitud de onda y frecuencia tales que al interactuar con un medio le transfieren la energía suficiente para desligar a un electrón de su átomo. El electrón sale

desprendido, es separado del átomo al que pertenecía, lo que se denomina ionización.

Las radiaciones ionizantes pueden clasificarse:

- Según sean fotones (γ , x) o partículas (α , β , protones, neutrones).
- Según la ionización producida sea directa (partículas) o indirecta (fotones).
- Según la fuente de la radiación ionizante sea natural o artificial.

Los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes pueden ser **directos**, a nivel de moléculas críticas (proteínas, enzimas, ADN, membranas); se produce la modificación o daño de este sistema por acción de la energía entregada, ruptura de cadenas de ADN, alteración de las bases nitrogenadas, formación de dímeros entre dos bases, puentes entre dos cadenas de ADN; o bien, **indirectos**, a través de la ionización del medio (agua) formando radicales libres, que son moléculas o fragmentos de moléculas que poseen electrones desapareados en sus orbitales externos, propiedad que les confiere gran reactividad química.

Los efectos biológicos que las radiaciones ionizantes producen, pueden clasificarse en determinísticos y estocásticos.

Los efectos **determinísticos o reacciones tisulares** dependen de la dosis recibida y reconocen un umbral

(radiación necesaria para provocar un efecto en al menos el 1 % de los individuos expuestos). Por debajo de dicho umbral no acontecen. Ejemplos de estos efectos son la opacidad del cristalino o cataratas en médicos expuestos como operadores o lesiones de piel radioinducidas, tanto en médicos como en pacientes.

Los efectos **estocásticos** no tienen un umbral para suceder, se trata de eventos probabilísticos cuya ocurrencia aumenta con la dosis de exposición. Se deben a daño en el material genético (ADN). Ejemplo de este efecto es el cáncer radioinducido.

Dado las dosis recibidas por los pacientes en los distintos estudios o procedimientos médicos, los efectos determinísticos podrían ocurrir durante estudios vinculados a la cardiología intervencionista como la angioplastia coronaria, la ablación de arritmias, o cualquier otro procedimiento que demande largo tiempo de fluoroscopia y exposición, en tanto que los efectos estocásticos son un riesgo potencial en estudios de Cardiología Nuclear o cualquier estudio de radiología o fluoroscopia en dosis acumulativas.

¿Cómo medimos el riesgo? Magnitudes y unidades en Protección Radiológica

A continuación, recordamos la definición de las unidades utilizadas para estimar las dosis recibidas en protección radiológica.

El término **exposición** hace referencia a la cantidad de ionización producida en el aire por la radiación con fotones X o gamma. La magnitud “exposición” se refiere a la capacidad de los rayos X para producir ionización en el aire. Antes de interaccionar con el paciente, los fotones interaccionan con el aire. La cantidad de radiación producida por un dispositivo de imágenes puede cuantificarse a través de la exposición. Los efectos en un tejido serán proporcionales a su efecto en el aire. La unidad de medición de la exposición es el coulomb por kilogramo (C/kg).

El **kerma** en aire, expresa la suma de las energías cinéticas de todas las partículas cargadas, liberadas por los fotones en su interacción en una masa de aire. La unidad del kerma es el julio por kilogramo (J/kg) o Gray (Gy).

La **dosis absorbida**, es la energía entregada por determinada radiación por unidad de masa. Su símbolo es **D** y la unidad, al igual que el kerma en aire, es el gray

(Gy). $1\text{Gy} = 1\text{Joule/kg (J/kg)}$.

La **dosis equivalente**, es la dosis absorbida en un órgano multiplicada por un factor de ponderación de la radiación que tiene en cuenta la efectividad biológica relativa de la radiación incidente para producir efectos estocásticos. Este factor, para la radiación utilizada con propósito de diagnóstico médico, gamma y x, es la unidad, por lo que la dosis absorbida y equivalente, son iguales en valores absolutos. Su símbolo es **H** y la unidad es el sievert (Sv).

Finalmente, la **dosis efectiva**, es la dosis equivalente modificada por un factor de ponderación de los tejidos. Es decir, tiene en cuenta las radiosensibilidades de los diferentes tejidos u órganos. Su símbolo es **E** y la unidad es, al igual que la dosis equivalente, el sievert (Sv).

La **dosis absorbida**, depende del material adsorbente y la energía de la partícula, y determina el riesgo del órgano irradiado. La **dosis efectiva**, representa la magnitud de irradiación del cuerpo entero, es la suma acumulativa de la dosis equivalente en cada órgano multiplicada por un factor que indica la radiosensibilidad de cada tejido, refleja el riesgo de efectos biológicos, es utilizada en el campo de la protección radiológica e interpretada equívocamente como una medida específica para la radiación recibida por cada paciente en particular. Así, la **E** depende de un cálculo estandarizado a modelos matemáticos del cuerpo humano (con un peso, tamaño y geometría definido), del factor de peso de la radiación (tipo y energía de la radiación) y de la sensibilidad de los tejidos a la radiación, extrapolados de una población sobreviviente de la exposición a la radiación de la bomba atómica. No indica el riesgo absoluto en un paciente individual, pero sí es un parámetro que puede usarse para comparar el riesgo de distinto tipo de estudios de imágenes que usan radiaciones ionizantes entre ellos o con la radiación ambiente, o para optimizar procedimientos y equipos. Las **Tablas Ia, Ib y Ic** muestran la dosis equivalente de los principales estudios y procedimientos que se realizan en cardiología, su equivalencia en número de radiografías de tórax y en años de exposición a la radiación natural.

Tabla I. Dosis efectiva estándar de los estudios y procedimientos cardiológicos, su equivalencia en número de radiografías de tórax y en años de exposición a la radiación natural.

Tabla Ia. Tomografía Computada Multi Slices (TCMS)

Procedimiento	Dosis Efectiva (mSv)	Nº equivalente de Rx tórax P-A (0,02 mSv)	Equivalencia en tiempo de Exposición a radiación natural (2.5 mSv/año)
Rx tórax	0,02	1	0,008 años/ 29,3 días
TCMS sin modulación	8-30	400-1500	3,2- 12
TCMS con modulación	6-20	300-1000	2,4- 8
TCMS con gatillado prospectivo	0,5-7	25- 350	0,2- 2,8
TCMS alto Pitch	≤0,5- 3	≤25- 150	0,2- 1,2
TCMS Score de Calcio	1-5	50- 250	0,4- 2

Tabla Ib. Cardiología Nuclear

Procedimiento	Dosis Efectiva (mSv)	Nº equivalente de Rx tórax P-A (0,02 mSv)	Equivalencia en tiempo de Exposición a radiación natural (2.5 mSv/año)
SPECT dual R/E Tl 201 Tc 99 Sestamibi R/E(3,5/30)	23	1150	9,2
SPECT R/E 2 días Tc 99 Sestamibi (30/30)	18	900	7,2
SPECT R/E 1 día Tc 99 Sestamibi (10/30)	11	550	4,4
SPECT E solo Tc 99 Sestamibi (30)	8	400	3,2
SPECT E solo Tc 99 Sestamibi (10)	2,7	135	1,3
PET F18 FDG (10)	7	350	2,8
PET N13 R/E (15/15)	2	100	0,8

Tabla Ic. Cardiología intervencionista.

Procedimiento	Dosis Efectiva (mSv)	Nº equivalente de Rx tórax P-A (0,02 mSv)	Equivalencia en tiempo de Exposición a radiación natural (2.5 mSv/año)
Angiografía coronaria (diagnóstica)	2-20	100- 1000	0,8- 8
Angioplastia coronaria	5-57	250- 2850	2- 22,8
TAVI transfemoral	33-100	34- 5000	13,2- 40
TAVI transapical	12-23	600- 1150	4,8- 9,2
Electrofisiológico (diagnóstico)	0,1-3,2	5- 160	0,04- 1,6
Ablación por radiofrecuencia	1-25	50- 1250	0,4- 50
Implante de Marcapasos	0,2-8	10- 400	0,08- 3,2

Tablas Ia, Ib, Ic. Resumen y adaptado de Einstein A J, J Am Coll Cardiol. 2014; 22; 63(15): 1480-89.

Las unidades de exposición son de mayor uso en tomografía y fluoroscopia, métodos en los cuáles la emisión de radiación emana del equipo. En el caso de la medicina nuclear, el radiofármaco emisor de radiación se incorpora al paciente y los órganos y tejidos del mismo donde se acumula, pasan a convertirse en fuente de emisión. La unidad de exposición utilizada en el pasado era el roentgen (R). Un R es la radiación necesaria para crear $2,58 \times 10$ Coulomb en un Kg de aire y la exposición a 1 R de rayos gamma o x equivale a 1 cGy de dosis absorbida, y si la exposición fuera uniforme en el cuerpo entero equivaldría a 1 cSv de dosis efectiva¹.

En hemodinamia puede utilizarse para el monitoreo de la dosis, el tiempo de fluoroscopia y la dosis área-producto (DAP) expresada en mGy/cm. En Tomografía Computada se usa el producto de la dosis-longitud del scan (DLP), y el índice de dosis CT (CTDI). Algunas de estas unidades son informadas por los equipos más modernos y pueden multiplicarse por un factor de conversión para expresarse en mSv.

La dosis efectiva en mSv es la unidad que refleja la probabilidad de daño biológico, sirve para comparar las

dosis que reciben los pacientes en las distintas modalidades de diagnóstico entre sí y para optimizar protocolos de estudio dentro de una misma modalidad de estudio.

II. SALUD PÚBLICA y RADIACIONES IONIZANTES

En los últimos años, la dosis de radiación anual “per cápita” que recibe la población estadounidense se ha duplicado, variando entre 3 y 6,2 mSv, en tanto que el aporte que hacen los usos médicos se sextuplicó, incrementándose de 0,5 a 3 mSv, lo que representa una variación del 15 al 48% de la dosis colectiva total por persona y por año (Figuras I)^{2,3}.

La situación no es uniforme si se analiza lo ocurrido en otros países del mundo; en éstos, en su conjunto, en el intervalo de tiempo entre los años 2000 y 2008, el incremento de la dosis per cápita por usos médicos fue del 50%, entre 0,4 y 0,6 mSv (Fig. II).

En forma paralela, el número de tomógrafos por millón de habitantes se incrementó en forma claramente asimétrica si se considera lo sucedido en los países

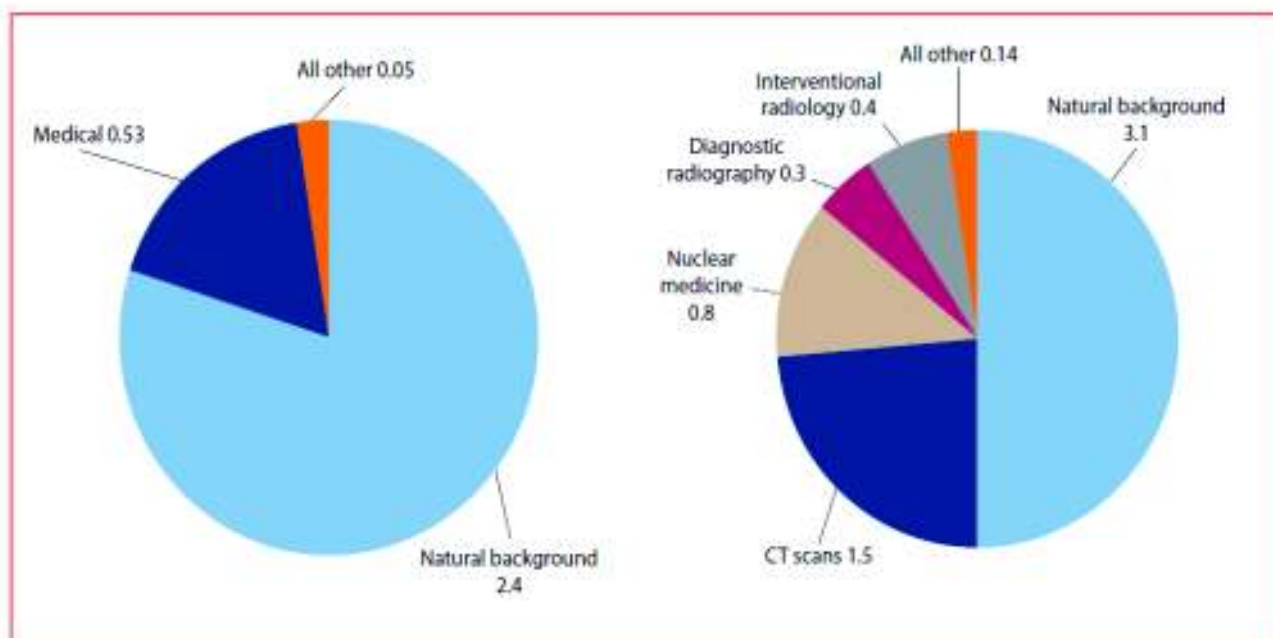
desarrollados (Fig. III), y más aún, si se incluye en la observación a los países de occidente. Según la revisión de UNSCEAR (Comité Científico de Naciones Unidas sobre los Efectos de la Radiación Atómica), la diferencia oscila entre 92,6 y 3,4 tomógrafos por millón de habitantes, en el caso de Japón y México, respectivamente. En algunos países por carencia y en otros por exceso, es posible que los procedimientos médicos que utilizan radiaciones ionizantes no garanticen una óptima ecuación riesgo/beneficio. Este hecho nos lleva a jerarquizar la importancia de la participación activa de los distintos Estados en la planificación, regulación y disponibilidad de los recursos sanitarios.

Dentro de los estudios radiológicos, la tomografía computada y en el caso de la Medicina Nuclear los estudios de Cardiología Nuclear, representan la mayor dosis de radiación recibida por los pacientes. Las radiaciones gamma y x en magnitud semejante, son recibidas por los pacientes en procedimientos

diagnósticos y terapéuticos que se realizan en Cardiología (Fig. IV) ⁴. Lo antedicho, puntualiza la relevancia que el abordaje del tema adquiere para los cardiólogos en general.

Lucas et al. evaluaron la tendencia temporal en la indicación de estudios y procedimientos invasivos y no invasivos cardiológicos en EEUU en el periodo comprendido entre 1993 y 2001. También analizaron si un eventual incremento temporal, había tenido por objetivo una ampliación de la cobertura de salud de población inicialmente sin ella. Como resultado observaron un incremento de todos los procedimientos a excepción de la cirugía cardíaca. El resultado hallado, no se dio en paralelo a un aumento en la prevalencia de la enfermedad coronaria, y la diferencia de estudios y tratamientos entre subgrupos, no blancos y otros, persistió sin cambios en el tiempo⁵. Este trabajo ejemplifica como la realización de un mayor número de procedimientos, no necesariamente acompaña a una mayor necesidad de su realización, ni a una asignación racional y justa de los recursos médicos.

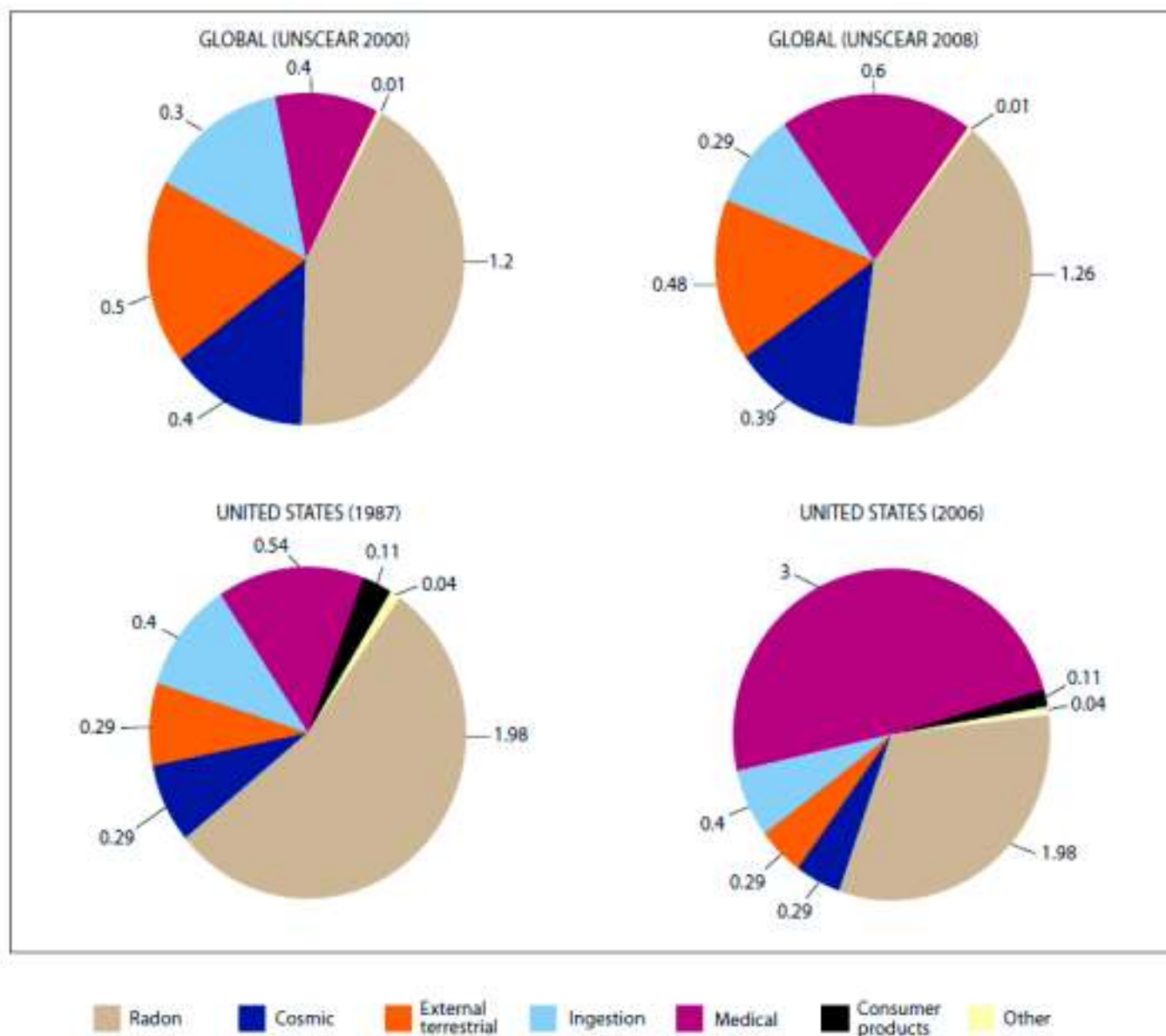
Figura I. Dosis Efectiva (mSv) anual "per cápita" para la población de EEUU. Evolución entre 1980 y 2006



Incremento en la dosis de radiación "per cápita" de 3 a 6,2 mSv entre los años 1980 y 2006. La exposición médica varió de 0,5 a 3 mSv en ese mismo intervalo de tiempo.

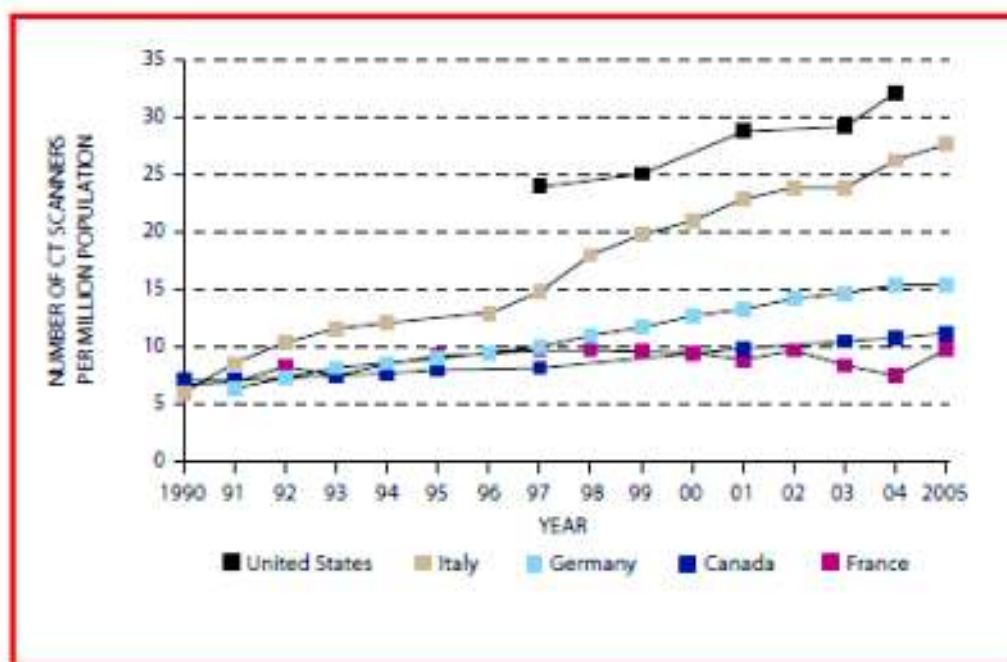
Sources and effects ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. UNSCEAR 2008 Report. Volume I: Sources. Report to the General Assembly Scientific Annexes A and B.

Figura II. Evolución de la radiación anual per cápita en la población. EEUU y otros países. Estimación de la contribución de las distintas fuentes de exposición. Imágenes de la fila superior, estimación global para todos los países. Fila inferior, la situación en EEUU.



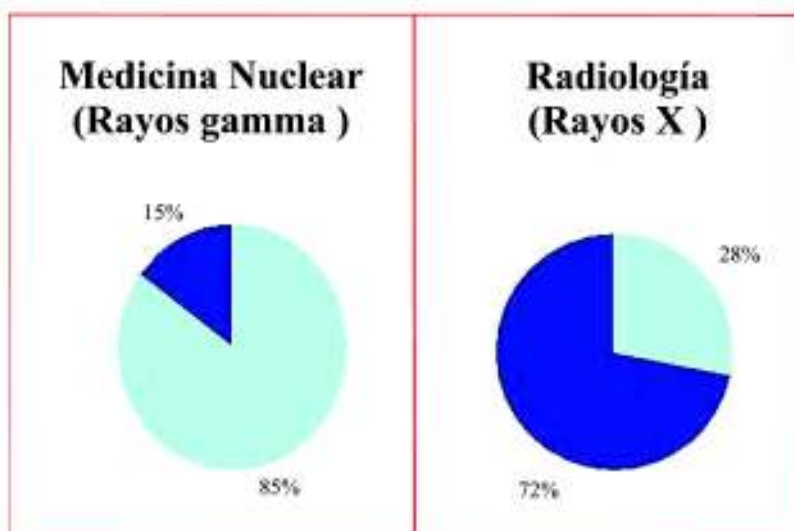
Sources and effects ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. UNSCEAR 2008 Report. Volume I: Sources. Report to the General Assembly Scientific Annexes A and B.

Nótese en la fila superior, en color bordó, la variación en la contribución de la radiación por usos médicos fue de 0,4 a 0,6 mSv para el conjunto de los países, en tanto que, en EEUU, fila inferior, fue de 0,54 a 3 mSv.

Figura III. Número de tomógrafos por millón de habitantes en cinco países desarrollados del mundo

Puede observarse que lo ocurrido en los EEUU no se replica en Alemania, Canadá y Francia, guardando en estos últimos países un incremento de equipos más proporcional al aumento de la población.

Sources and effects ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. UNSCEAR 2008 Report. Volume I: Sources. Report to the General Assembly Scientific Annexes A and B.

Figura IV. Aporte de la Cardiología a la dosis anual de radiación per cápita que reciben los pacientes en EE.UU.

La Cardiología Nuclear aportaría el 85% de la dosis por estudios de Medicina Nuclear (0,8 mSv) y los procedimientos cardiológicos, angiografía por tomografía computada *multi slices* y hemodinamia, el 28 % de todos los estudios de radiología (2,35 mSv). Por lo tanto, la Cardiología Nuclear con 0,68 mSv /año y el resto de los procedimientos de Cardiología con 0,65 mSv /año, contribuyen en dosis semejantes.

Adaptado de Picano E. Vano E. Cardiovascular Ultrasound 2011; 9,35: 3-13.

Como cierre de este enfoque del tema podríamos concluir:

- La contribución de la radiación por usos médicos a la dosis colectiva aumentó significativamente en los últimos 30 años como consecuencia de una expansión en la tecnología médica.
- El problema tiene rasgos distintivos en los distintos países dada la asimetría en los avances en cuanto al acceso a métodos diagnósticos y terapéuticos que usan radiación ionizante a lo largo del mundo.
- La Tomografía Computada en general, los estudios de Cardiología Nuclear y los procedimientos intervencionistas en Cardiología son quienes han aumentado en mayor medida la dosis colectiva.
- La situación amerita la participación activa de los distintos Estados en la planificación y alcance del beneficio de los métodos de estudio al conjunto de la población, poniendo relevancia en la optimización de la ecuación riesgo/ beneficio.

III. EVALUACIÓN DEL RIESGO/PACIENTE

El Reporte de la Academia Nacional de Ciencias sobre los Efectos Biológicos de la Radiación Ionizantes

(BEIR VII), sostiene el modelo de riesgo **lineal sin umbral**, esto significa que no hay *umbral por debajo del cual la radiación no pueda causar malignidad y que el riesgo se incrementa linealmente con la dosis*⁶. La hipótesis lineal sin umbral está en contraposición al modelo de hormesis, que propone que bajas dosis de radiación ionizante podrían tener incluso un efecto protector sobre una dosis ulterior.

En antagonismo a los modelos lineal sin umbral y al de “respuesta adaptativa” (hormesis), el modelo de hipersensibilidad considera que ambos podrían subestimar el daño por radiación. En éste modelo, la radiación podría inducir vías de reparación en células no irradiadas e incrementar el número de células afectadas⁷.

La hipótesis lineal sin umbral, es una hipótesis conservadora, que conduce a la estimación del riesgo con cierto grado de incertidumbre. Como lo muestra la Figura V, ante la exposición de 100 personas a una dosis única de 100 mSv, una de ellas podría desarrollar un cáncer radioinducido. Esta estimación se realiza con un grado de incertidumbre que oscila entre 1 en 30 o 1 en 300.

Figura V. Modelo de Riesgo sobre Efectos Biológicos de la Radiación Ionizante del VII Comité (BEIR VII). Estimación del Riesgo de Cáncer. Exposición a dosis única de 100 mSv de radiación de Baja Transferencia Lineal de Energía (BTLE)



Estimación del Riesgo de Cáncer. Exposición a dosis única de 100 mSv de radiación de BTLE. Sobre 100 personas, 43 (círculos) expuestas a una dosis única de 100 mSv, 1 (estrella) podría desarrollar un cáncer radioinducido.

Baja transferencia lineal de energía (BTLE): se refiere a la energía entregada por unidad de masa con la que interactúa la radiación en su recorrido. Es el caso de los fotones x y gamma utilizados en estudios médicos.

Adaptado de Picano E. Vano E. Cardiovascular Ultrasound 2011; 9,35: 3-13.

En el VII Reporte del Comité sobre Efectos Biológicos de las Radiaciones Ionizantes (BEIR VII) del año 2012, se enumeran una serie de factores que podrían contribuir a la incertidumbre en la proyección del riesgo, estos son⁸:

- Transferir el riesgo de una población a otra.
- Errores en la estimación de la dosis absorbida en la población de interés.
- Extrapolar el riesgo de una exposición aguda a una crónica y fraccionada de la dosis.
- Hacer extrapolaciones de diferentes tipos de radiación.
- Extrapolar los datos de moderadas y altas dosis, a bajas dosis de exposición.

En relación a éste último ítem, la respuesta podría no ser lineal en el rango de las dosis bajas. Mecanismos probables de no linealidad incluirían a la prevención del daño y reparación del ADN, la apoptosis, la existencia de interacciones celulares y la radiorresistencia. El primero hace referencia a un aumento compensatorio (*up regulation*) de sustancias antioxidantes en respuesta a la exposición al *stress* oxidativo inducido por la radiación. La apoptosis o muerte celular programada, actuaría como un mecanismo protector que eliminaría la célula dañada con potencial oncogénico. En relación a las interacciones celulares, éstos serían los efectos que la célula irradiada podría tener sobre células vecinas no irradiadas (*bystander effects*). Por último, el efecto protector que conferiría la radiorresistencia diferiría entre individuos y podría estar limitado en el tiempo⁹.

Existen, además, limitaciones estadísticas que hacen difícil estimar el riesgo en bajas dosis. Las mismas están vinculadas a la baja prevalencia del evento en estudio (cáncer radioinducido) y a su prolongado tiempo de latencia, tiempo entre la exposición y el efecto. Estas dos, son circunstancias que hacen necesario el estudio de una muestra importante de pacientes y por un largo tiempo de seguimiento. En este sentido, es digno de mención el trabajo británico de Pearce et al., quienes con un diseño de trabajo de cohorte retrospectivo, demostraron en pacientes jóvenes que realizaron una primera tomografía antes de los 22 años, un exceso de riesgo absoluto acumulativo de un caso de leucemia y un caso de tumor cerebral por cada 10.000 tomografías de cerebro¹⁰. Si bien, analizado desde el punto de vista del “riesgo individual”, los beneficios de realizar un estudio con adecuada indicación excederían el riesgo, si se considera a nivel poblacional, “riesgo poblacional”; dado el significativo número de tomografías que se realizan año a año en la población, incluyendo niños y adultos, el problema no es menor.

La carencia de estudios de seguimiento prospectivo y la dificultad en su implementación, han hecho que se busquen subrogantes o sustitutos del “evento duro” que es el cáncer radioinducido. Entre éstos subrogantes se

encuentra el quiebre de las doble cadenas de ADN (*double-strand-breaks* o DSB). Su presencia se infiere por microscopía de fluorescencia, a través de la detección, con el uso de anticuerpos fluorescentes, de focos marcados de γ H2AX que aparecen con el quiebre de las dobles cadenas de ADN, tanto por daño endógeno u exógeno como el inducido por radiación. La H2AX es una proteína, histona, que forma parte del “envasado” del ADN en la cromatina; la H2AX contiene una extensión utilizada en la reparación del ADN. Cuando existe quiebre en las doble cadenas de ADN (DSB), esta histona se fosforila dando origen a la γ H2AX.

Se ha evidenciado falta de reparación de los DSB de ADN, en células humanas “in vitro”, frente a bajas dosis de radiación (1 mGy), como las dosis utilizadas en diagnóstico médico¹¹. Un aumento de DSB también se ha detectado “in vivo” luego de estudios de tomografía computada. Nguyen P et al. en un trabajo prospectivo en 67 pacientes que realizaron angiografía por tomografía computada *multi slices*, demostraron un aumento del daño del ADN post irradiación, valorado a través de un incremento de la γ H2AX y otros biomarcadores. Comprobaron también un aumento en la activación de genes vinculados a la reparación del ADN y a la apoptosis celular mediante el uso de biomarcadores genómicos. Merece destacarse que no se encontró, en este trabajo, cambio significativo en pacientes que recibieron dosis $\leq 7,5$ mSv¹².

Tomando en cuenta que son controvertidas las consecuencias que a largo plazo podrían tener los DSB, otras líneas de investigación se focalizan en puntos finales de mayor relevancia como la detección de aberraciones cromosómicas, una de ellas es la formación de cromosomas dicéntricos en linfocitos de la sangre periférica, inducidas por las radiaciones ionizantes en dosis bajas¹³.

En síntesis, por debajo de los 100 mSv (0,1 Sv), lo que se conoce como “bajas dosis”, existe incertidumbre en el cálculo del riesgo. Por encima de esas dosis el parámetro o “*gold standard*” de referencia son los datos epidemiológicos de los sobrevivientes de la bomba atómica.

El seguimiento de los sobrevivientes de Hiroshima y Nagasaki en el *LIFE SPAN STUDY*, determinó un exceso de tumores sólidos después de los 10 años, con excepción del páncreas, útero, próstata y riñón. En tanto que el exceso en el número de leucemias se evidenció tempranamente, luego de 2 años, siguiendo en este caso una relación cuadrática con la dosis recibida, en lugar de lineal como lo observado para el resto de los tumores¹⁴.

El riesgo se amplifica con la edad de irradiación y el sexo, siendo los niños y las mujeres más vulnerables^{15,16}.

La posibilidad concreta de los individuos de recibir dosis mayores a los 100 mSv en seguimientos de salud, no

es descabellada. En un trabajo de la Universidad de Columbia, New York, sobre una cohorte de 1.097 pacientes, en un seguimiento de 10 años, el 33% recibió dosis superiores a 100 mSv debido a la realización de procedimientos médicos que utilizan radiaciones ionizantes¹⁷. Otro estudio retrospectivo, en una población de 31.462 pacientes, encontró que un 15 % de los mismos había recibido dosis acumulativa mayor a los 100 mSv por la realización de estudios tomográficos¹⁸. Es cierto, que esta dosis acumulativa fue amortizada en el tiempo, por lo que se supone que el impacto sobre la salud ha de ser menor al estimado para dosis únicas.

IV. EVALUACIÓN DE LA RELACIÓN RIESGO/BENEFICIO

En la toma de decisión acerca de la realización de un procedimiento diagnóstico o terapéutico, el médico confronta, por un lado, la probabilidad del paciente de presentar una enfermedad y el riesgo del procedimiento y, por otro lado, el riesgo del paciente librado a la evolución natural de la enfermedad. La probabilidad de padecer una enfermedad está relacionada con la prevalencia de dicha enfermedad en un grupo etario en particular; la misma, depende de la edad, el sexo, presencia de factores de riesgo (tabaquismo, diabetes, dislipemia e hipertensión arterial en el caso de la enfermedad coronaria) y los síntomas que refiere el paciente. El riesgo inherente a la realización de un estudio y el curso natural de una enfermedad son datos conocidos estadísticamente.

Knuuti J et al. evaluaron la relación riesgo/beneficio de la realización de estudios y procedimientos de imágenes cardíacas¹⁹. Estimaron el riesgo agudo y crónico de estos métodos, en base a datos de la literatura que informan los porcentajes de complicaciones de los mismos. Este riesgo se comparó con el riesgo a 10 años de un varón de entre 50 y 60 años, asintomático, con más de un factor de riesgo para aterosclerosis, basado en un estimador de riesgo utilizado en Europa, denominado SCORE²⁰. El SCORE, predice un riesgo de mortalidad para el caso descrito de 1.000 en 10.000. También se comparó con el riesgo de sangrado fatal por tomar a diario ácido acetil salicílico (aspirina) y con el riesgo de actividades de la vida diaria. El riesgo de muerte por enfermedad coronaria, determinado por el SCORE, resultó 50 veces mayor al de la realización de un procedimiento invasivo (angioplastia coronaria) y entre, 100 y 2.000 veces mayor al riesgo de los procedimientos de imágenes no invasivas. Fue también 200 veces

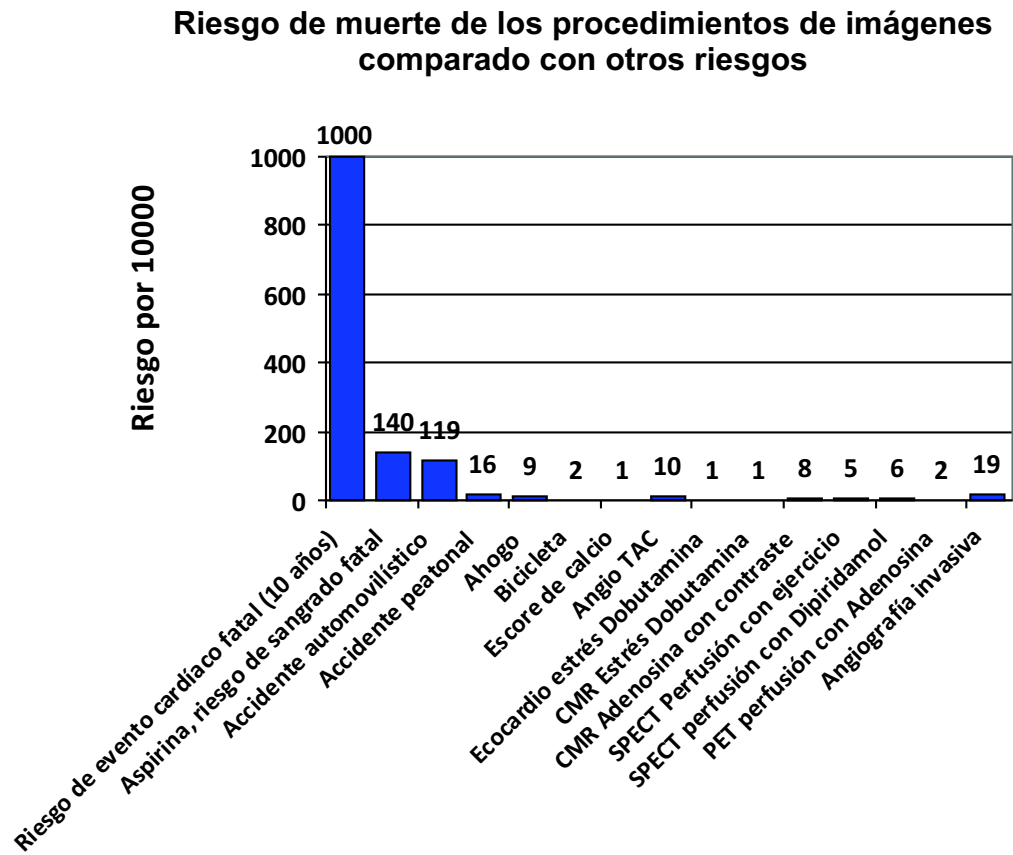
superior que el riesgo de realizar un estudio de perfusión miocárdica con esfuerzo (SPECT con esfuerzo). En este último caso se pondera el riesgo de hacer un estudio de esfuerzo en un paciente con eventual enfermedad coronaria, incluido el riesgo de carcinogénesis atribuible a la radiación; para este cálculo estimaron un adicional de 5 muertes por cáncer cada 10.000 pacientes luego de recibir una dosis de 10 mSv. Como se deduce de lo antedicho, siempre el riesgo estadístico de los procedimientos médicos se encuentra muy por debajo de las complicaciones de los mismos, incluyendo en esto el riesgo de la irradiación del paciente (ver Figura VI).

Este análisis no exime al médico de realizar una indicación conforme a las premisas de la radioprotección. La práctica debe estar justificada, ya que aun siendo bajo el riesgo, una indicación incorrecta podría significar solo riesgo, sin beneficio alguno.

La Sociedad Americana de Técnicos Radiólogos (ASRT) promueve la protección radiológica a través de una página de libre acceso, en que pacientes y médicos pueden seleccionar el tipo de estudio de imágenes a realizar y un calculador, a partir de una dosis "tipo" preestablecida en mSv para cada estudio, informa el riesgo adicional de cáncer que se estima tenga el paciente luego de realizar el estudio (<http://www.xrayrisk.com/calculator/calculator.php>). Pueden ingresarse estudios consecutivos, acceder a la dosis y riesgo acumulativo e incluso generar una "historia" de los procedimientos con uso de radiaciones ionizantes que recibe cada paciente. Si bien nos permite realizar un ejercicio práctico evaluando el riesgo eventual para el paciente y compararlos con el riesgo conocido de cada enfermedad librada a su evolución natural, debiera recordarse que esta estimación no implica el riesgo absoluto de un paciente en particular y que, como fuera comentado previamente al mencionar el concepto de dosis efectiva, la radiación entregada por el equipo de rayos o el radioisótopo incorporado y la dosis absorbida por un paciente en particular no son la misma cosa.

La historia radiológica de los pacientes debiera ser conocida por los médicos y prestadores de salud, para no repetir estudios innecesarios y evitar dosis acumulativas de riesgo. Sin embargo, se desaconseja que la misma sea llevada por el propio paciente, tomando en cuenta que el mismo podría tener una interpretación errónea de su significado²¹. Por ejemplo, si el paciente evaluara como un riesgo potencial la realización de un estudio con la información que suministran estos estimadores, podría poner en riesgo su salud al negarse a realizar un estudio de real utilidad.

Figura VI. Comparación del riesgo de muerte de los estudios cardiológicos con otros riesgos.
Riesgo de eventos fatales (muerte) después de realizar procedimientos de imágenes, comparados con otros riesgos.



El gráfico muestra el riesgo de eventos cardíacos fatales, en un paciente varón, asintomático de entre 50 y 60 años con más de un factor de riesgo para aterosclerosis (primera columna de la izquierda). Se compara con el riesgo de sangrado fatal por el uso de aspirina, el riesgo de actividades de la vida diaria y el riesgo de realizar procedimientos por imágenes cardiovasculares.

Extraído de Knuuti J et al. Risks and benefits of cardiac imaging: an analysis of risks related to imaging for coronary artery disease. European Heart Journal 2014; 35: 633–638.

V. OPTIMIZACIÓN DE LAS DOSIS DE RADIACIONES IONIZANTES EN CARDIOLOGÍA

Como mencionamos, la justificación de la práctica es el inicio de la radioprotección del paciente. Una vez, justificada, el otro pilar es la optimización de la misma. El concepto de optimización implica que el estudio o procedimiento médico debe ser realizado de manera tal

que se minimice la exposición a radiación del paciente, manteniendo el estudio su calidad y exactitud diagnóstica.

Recientemente se ha publicado un estudio patrocinado por el Organismo Internacional de Energía

Atómica (OIEA), en el que se evaluó la dosis efectiva recibida por los pacientes que realizan el estudio de perfusión miocárdica en distintos centros del mundo. Se incluyeron 7.911 pacientes de 308 centros de medicina nuclear en 65 países de todos los continentes, durante una semana del año 2013. Las DE recibida por los pacientes estudiados en los laboratorios de medicina nuclear de Europa fue $8,0 \pm 3,4$ mSv y resultó significativamente más baja en comparación con la recibida en el resto de los países del mundo, que fue de $11,4 \pm 4,3$ mSv²². Este hallazgo se dio en correlación con una mejor implementación de las consideradas “buenas prácticas” por los países europeos. Es probable que estos resultados se deban a una “cultura de la seguridad radiológica” implementada en Europa, a punto de partida de las directivas EURATOM, que propicia el uso de niveles de referencia para los estudios de radiodiagnóstico²³. Aun con buen cumplimiento de las denominadas buenas prácticas”, una dosis de 8 mSv, como la que en promedio tuvieron los países europeos, implica más de 3 veces la radiación anual ambiente que recibe una persona que es en promedio 2,5 mSv, de manera que son necesarios esfuerzos adicionales en la optimización del método.

En Cardiología Nuclear, el PET (Tomografía por Emisión de Positrones) es una metodología que utiliza radioisótopos de corta vida media que implican una más baja dosis efectiva de radiación para los pacientes. No obstante, el uso del PET en cardiología no es extendido en nuestro país, ni en el resto del mundo. En el citado trabajo multicéntrico tan solo el 2,1% de los pacientes en Europa y 7,5% en el resto del mundo realizaron estudios PET, en tanto el resto de los estudios fueron realizados con SPECT (Tomografía Computada por emisión de fotón único)²⁴. El ajuste de la dosis en relación al peso del paciente en lugar de la administración de una dosis estándar y la utilización del protocolo con estudio de solo *stress*, evitando la imagen de reposo si resultara innecesaria, son estrategias de simple ejecución que no han tenido aún uso extendido. Por otra parte, la introducción de *software* con algoritmos matemáticos de reconstrucción iterativa, combinados con recuperación de la resolución y compensación del ruido, permiten mejorar la calidad de la imagen con menor dosis-

paciente. Finalmente, las últimas cámaras gamma con detector de estado sólido cadmio-zinc-teluro (CZT), aumentan notablemente la sensibilidad de detección de radiación y la resolución de la imagen, permitiendo realizar estudios de elevada calidad con muy bajas dosis^{25,26}. En el estudio MILLISIEVERT, con el uso de una cámara de alta eficiencia con múltiples detectores de estado sólido CZT, se logró reducir la dosis efectiva para el estudio de *stress* a tan solo 1,15 mSv²⁷.

En tomografía cardíaca, existen una serie de estrategias para optimizar la dosis de radiación que reciben los pacientes. Entre ellas se destacan, la selección de la potencia e intensidad de la corriente del tubo en relación a la textura física del paciente y el gatillado prospectivo en el modo *scan* con alto *pitch* en la angiotomografía computada *multi slices*. El tiempo e imágenes del estudio debieran restringirse a lo estrictamente necesario, así el estudio de la aorta ascendente y cayado solo debiera realizarse en los casos que se considere relevante. Al igual que en medicina nuclear, el empleo de algoritmos de reconstrucción iterativa puede mejorar la calidad de la imagen^{28,29}.

En cardiología intervencionista, al igual que en los otros métodos, la reducción de dosis está ligada a la incorporación de los adelantos tecnológicos, pero en estos procedimientos es muy relevante el entrenamiento y la habilidad del operador. Entre las estrategias de reducción de la dosis-paciente, podemos mencionar la reducción del tiempo de fluoroscopia, el uso de fluoroscopia pulsada a una frecuencia de pulso optimizada, la captura de última imagen, el uso de colimación para reducir el área de exposición, limitar la amplificación de la imagen, reducción del número de imágenes obtenidas, minimizar la distancia entre el receptor de imágenes (intensificador o panel plano) y el paciente, maximizar la distancia entre el tubo de rayos y el paciente y reducir las tomas oblicuas. Establecer un sistema de monitoreo de la dosis registrando el tiempo de fluoroscopia y el Producto Dosis Área (PDA), contribuye también, porque implica mantener presente el cuidado de la dosis.

En la tabla II se resumen algunas alternativas para la reducción de dosis en las distintas modalidades de estudios cardiológicos que usan radiaciones ionizantes.

Tabla II. Estrategias de optimización de la dosis en imágenes cardíacas**Tabla IIa.** Tomografía Computada *Multi Slices* (TCMS)

Minimizar la longitud del scan
Utilizar β -bloqueantes para disminuir la frecuencia (≤ 60 x')
Utilizar el gatillado prospectivo con el ciclo cardíaco (emisión de radiación limitada a la fase diastólica del ciclo cardíaco)
Seleccionar la potencia y corriente del tubo adecuada dependiendo del hábito físico del paciente
Usar los algoritmos de reconstrucción iterativa que permiten mejorar la calidad de la imagen.

Tabla IIb. Cardiología Nuclear

Utilizar radiofármacos marcados con Tc 99m en lugar de talio 201
Considerar la necesidad de realizar imágenes de reposo (aplicar el protocolo de Stress como única imagen)
Recomendar una buena hidratación y diuresis post administración del radiofármaco
Considerar el ajuste de dosis en relación al peso y superficie corporal del paciente
Utilizar los avances tecnológicos en adquisición y reconstrucción de las imágenes (cámaras gamma de alta eficiencia, SPECT con detectores de cadmio zinc telurio (CZT) y algoritmos de reconstrucción de las imágenes como el método iterativo, recuperación de la resolución y compensación del ruido).
Minimizar la corriente del tubo cuando se utiliza CT para corrección de atenuación.

Tabla IIc. Cardiología Intervencionista

ESTRATEGIA	COMENTARIO
Establecer un programa de monitoreo de DOSIS	Concientización sobre NIVELES de Referencia
Tiempo de radiación	Uso de fluoroscopia pulsada e incluir fluoroscopia de bajo contraste (menos <i>frame/seg.</i> , menos dosis)
Distancia paciente - detector	Minimizar (mejor calidad de imagen)
Magnificación de la cámara	Un aumento de 12,7 cm (5 pulgadas) aumenta 30 % la dosis en un campo más chico
Colimación	Evita irradiar órganos fuera del área de interés
Angulación de la cámara	Evitar tomas oblicuas, el rayo atraviesa más tejidos
Adquisición de la imagen	El panel plano mejora la calidad de imagen en relación al intensificador convencional

Tablas IIa, IIb, IIc. Resumido y adaptado de Tratner S, Pearson GDN. Standardization and Optimization of Computed Tomography Protocols to Achieve Low-Dose. J Am Coll Radiol. 2014 March; 11(3): 271-278 y Hill K D, J. Einstein A J. New approaches to reduce radiation exposure. Trends Cardiovasc Med. 2016; 26(1): 55-65.

VI. Conclusiones finales

El uso de radiaciones ionizantes en cardiología ha aumentado en los últimos años acompañando a los progresos en la tecnología médica. Su utilización permite alcanzar diagnósticos más rápidos y precisos.

El aumento de la irradiación de la población por usos médicos provocó una alerta vinculado al riesgo potencial de carcinogénesis. El tema merece un enfoque global, a nivel del riesgo poblacional y otro en el nivel del riesgo individual. El impacto global se debe al número de estudios y procedimientos que se realizan todos los años. Los estados tienen gran responsabilidad en ocuparse del tema, en tanto de ellos depende la planificación, organización y regulación del sistema de salud, de manera que el beneficio de los adelantos tecnológicos esté al alcance de los individuos, evitando también los riesgos de su sobreuso. La justificación de la práctica es uno de los pilares básicos de la radioprotección y para esto las guías y consensos de profesionales constituyen una herramienta primordial.

En el nivel de riesgo individual, o riesgo/paciente, es el médico quién debe balancear el riesgo frente a los beneficios. La dificultad en estimar el riesgo se debe a la inexistencia de trabajos clínicos que lo cuantifiquen en forma certera. No obstante, el riesgo de carcinogénesis en bajas dosis es bajo y con una indicación justificada, por lejos la ecuación riesgo beneficio estará en favor del paciente.

La dosis efectiva expresa el riesgo de efectos biológicos y es el lenguaje común en que pueden compararse las dosis que reciben los pacientes por distintos métodos de imágenes. No indica el riesgo individual de un paciente.

Todos los métodos han evolucionado a través de avances tecnológicos que permiten la optimización de su uso. Así, la tecnología no constituye un problema si es utilizada en forma racional y, es más, sus progresos en el campo de la optimización de la dosis, minimizan eventuales efectos no deseados de un uso inadecuado.

Bibliografía

1. Park M Y, Jung S E. Patient Dose Management: Focus on Practical Actions. *J Korean Med Sci* 2016; 31: S45-54.
2. Sources and effects ionizing radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. UNSCEAR 2008 Report. Volume I: Sources. Report to the General Assembly Scientific Annexes A and B.
3. Kitahara C M, Linet M S, Rajaraman P et al. New Era of Low-Dose Radiation Epidemiology *Curr Envir Health Rpt* 2015; 2: 236–249.
4. Picano E; Vano E. *Cardiovascular Ultrasound* 2011; 9;35: 3-13.
5. Lucas F L; De Lorenzo M A; Siewers A E et al. Temporal Trends in the Utilization of Diagnostic Testing and Treatments for Cardiovascular Disease in the United States, 1993–2001. *Circulation* 2006; 113:374-379.
6. Health Risks from Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation: BEIR VII- Phase 2 <http://www.nap.edu/catalog/11340.html>.
7. Nguyen P K, Wu J C. Radiation exposure from imaging tests: is there an increased cancer risk? *Expert Rev Cardiovasc Ther.* 2011; 9 (2): 177–183.
8. Sources, effects and risks of ionizing radiation UNSCEAR 2012. Report Annex B. Uncertainties in risk estimates for cancer due to exposure to ionizing radiation www.unscear.org/...reports/2012/UNSCEAR2012Report_1508936_eBook_website.pdf
9. Shah DJ, Sachs R K, Wilson DJ. Radiation-induced cancer: a modern view. *The British Journal of Radiology* 2012; 85: 1166–1173.
10. Pearce MS, Salotti J A, Little M P et al. Radiation exposure from CT scans in childhood and subsequent risk of leukaemia and brain tumours: a retrospective cohort study. *Lancet* 2012; 380: 499–505.
11. Rothkamm K, Lobrich M. Evidence for a lack of DNA double-strand break repair in human cells exposed to very low x-ray doses. *PNAS.* 2003; 100(9):5057–5062.
12. Nguyen PK, Lee WH, Li YF, et al. Assessment of the radiation effects of cardiac CT angiography using protein and genetic biomarkers. *J Am Coll Cardiol Img* 2015; 8:873–84.
13. Abe, Y, Miura T, Yoshida M, et al. Increase in dicentric chromosome formation after a single CT scan in adults. *Sci. Rep* 2015; 5, 13882; doi: 10.1038/srep13882.
14. Ozasa K, Shimizun Y, Suyama A et al. Studies of the Mortality of Atomic Bomb Survivors, Report 14, 1950–2003: An Overview of Cancer and Non cancer Diseases. *Radiation Research* 2012; 177: 229–243.
15. Ladouceur VB, Lawler P R, Gurvitz M et al. Exposure to Low-Dose Ionizing Radiation from Cardiac Procedures in Patients with Congenital Heart Disease 15-Year Data from a Population-Based Longitudinal Cohort. *Circulation.* 2016; 133:12-20.
16. Johnson J N, Hornik C P, Li J S et al. Cumulative Radiation Exposure and Cancer Risk Estimation in Children with Heart Disease. *Circulation* 2014 July 8; 130(2): 161–167.
17. Einstein A J, Weiner S D, Bernheim A. Multiple testing, cumulative radiation dose, and clinical indications in patients undergoing myocardial perfusion imaging. *JAMA.* 2010; 17; 304 (19): 2137-44.
18. Sodickson A, Baeyens P F, Andriole K P et al. Recurrent CT, Cumulative Radiation Exposure, and Associated Radiation-induced Cancer Risks from CT of Adults. *Radiology* 2009; 251:175–184.
19. Knuuti J, Bengel F, Bax JJ et al. Risks and benefits of cardiac imaging: an analysis of risks related to imaging for coronary artery disease. *European Heart Journal* 2014; 35: 633–638.
20. Conroy R M, Pyorala K, Fitzgerald A P et al. Estimation of ten-year risk of fatal cardiovascular disease in Europe: the SCORE project. *Eur Heart J* 2003; 24: 987–1003.
21. Gerber TC, Carr J, Arai A E et al. Ionizing Radiation in Cardiac Imaging. *Circulation.* 2009; 119:1056-1965.
22. Einstein AJ et al. Current worldwide nuclear cardiology

- practices and radiation exposure: results from the 65 country IAEA Nuclear Cardiology Protocols Cross-Sectional Study (INCAPS). *Eur Heart J*. 2015 Jul 7; 36 (26):1689-96.
23. Council Directive 2013/59/ Euratom of 05 December 2013. Laying down basic safety standards for protection against the dangers arising from exposure to ionising radiation, and repealing. Directives 89/618/ Euratom, 90/641/ Euratom, 96/29/ Euratom, 97/43/ Euratom and 2003/122/ Euratom. Official J Eur communities. 2014:L13/1-/72.
 24. Lindner O, Pascual T N B, Mercuri M et al. Nuclear cardiology practice and associated radiation doses in Europe: results of the IAEA Nuclear Cardiology Protocols Study (INCAPS) for the 27 European countries *Eur J Nucl Med Mol Imaging* (2016) 43:718–728.
 25. Sharir T, Ben-Haim S, Merzon K, et al. High-speed myocardial perfusion imaging initial clinical comparison with conventional dual detector anger camera imaging. *JACC Cardiovasc Imaging*. 2008; 1:156–163.
 26. Sharir T, Pinskiy M, Pardes A et al. Comparison of the diagnostic accuracies of very low stress dose with standard-dose myocardial perfusion imaging: Automated quantification of one-day, stress-first SPECT using a CZT camera. *J Nucl Cardiol*. 2016; 23:11-20.
 27. Einstein A J, Blankstein R, Andrews H et al. Comparison of image quality, myocardial perfusion, and LV function between standard imaging and single-injection ultra-low-dose imaging using a high-efficiency SPECT camera: the MILLISIEVERT study. *J Nucl Med*. 2014; 55 (9): 1430–37.
 28. Trattner S, Pearson G D N, Chin C.. Standardization and Optimization of Computed Tomography Protocols to Achieve Low-Dose. *J Am Coll Radiol*. 2014; 11(3): 271–278.
 29. Hill K D, J. Einstein A J. New approaches to reduce radiation exposure. *Trends Cardiovasc Med*. 2016; 26(1): 55–65.

Una batalla por la autonomía tecnológica: uranio natural o enriquecido

(más de cuatro décadas después)

ERNESTO E. MAQUEDA - Departamento de Física Teórica – Comisión Nacional de Energía Atómica

WALTER SCHEUER - Jubilado de la Comisión Nacional de Energía Atómica (1953-1988) e INVAP S.E. (1989-1992)

En marzo de 1973, el gobierno nacional decidió que el combustible de la segunda central núcleo-eléctrica argentina sería el uranio natural. Durante los siete meses previos, la Asociación de Profesionales de la CNEA (APCNEA), basada en un cuidadoso e informado análisis técnico y político, había liderado una campaña orientada a exponer su convicción de que, en esa etapa del desarrollo tecnológico-industrial de la Argentina, dicha opción era más conveniente para el país que las centrales que utilizaban uranio enriquecido. Acompañaron a la APCNEA asociaciones gremiales, universidades, funcionarios públicos, medios, agrupaciones políticas y hasta una fracción importante del hombre de la calle. Como protagonistas, los autores aportan documentación original y vivencias propias y ajenas, centradas sobre la opción uranio natural.

A Battle for Technologic Autonomy: Natural or Enriched Uranium (more than four decades later)

In May, 1973, the Argentine national government opted for natural uranium fuel for the Argentine second nuclear power station. During the seven previous months, the Association of Professionals in CNEA (Asociación de Profesionales de la CNEA, APCNEA), based in a carefully and well informed technical and political analysis, has headed a campaign aimed to expose its conviction of that in Argentine technological and industrial development stage such option was more convenient for the country than the enriched uranium one. APCNEA was backed for trade unions, universities, public officials, media, political groups and even an important fraction of public opinion. As protagonists, the paper authors contribute with original documentation and their own experiences as well as experiences from others, around the option for natural uranium.

I. INTRODUCCIÓN

La confrontación descrita en este relato no fue referente a energía nuclear sí o no, ni referente a la ubicación y potencia generadora de la futura central; todo ello ya estaba decidido. Fue referente a cuál era la tecnología que, en esa etapa del desarrollo tecnológico-industrial de la Argentina, permitiría una mayor autonomía para el complejo desarrollo futuro de la energía núcleo-eléctrica en el país: la de las centrales de uranio natural y agua pesada o las de uranio enriquecido y agua común.

La cuestión, ya latente a mediados de la década anterior al decidirse las características de la primera central nuclear, a la sazón en construcción en Atucha, adquirió relevancia con los estudios que debían conducir a una definición respecto a la nueva central a instalarse en Embalse, provincia de Córdoba.

La documentación que aportamos (Repositorio-<https://uranionaturalvsenriquecido.wordpress.com>) está constituida por actas de las reuniones de la APCNEA, algunos de sus boletines y comunicados de prensa, copias de solicitadas publicadas en diarios de circulación nacional, notas personales sobre entrevistas, etc. Una selección de la documentación original que sirvió de

base para este trabajo está disponible en un repositorio. Junto con vivencias propias y ajenas presentamos los antecedentes, las motivaciones y las formas de encarar las acciones, recordaremos a los integrantes de los grupos de trabajo, las participaciones en los medios gráficos, radiales y televisivos, y las entrevistas mantenidas con diferentes actores importantes de la vida nacional en esa época.

Nos limitamos, fundamentalmente, al intervalo de 7–8 meses comprendido entre la formación de los grupos de trabajo de la APCNEA que encararon la defensa activa de la opción uranio natural, hasta un poco después de la aprobación de esa opción por parte del gobierno nacional. Creemos que, en ese lapso, la APCNEA plasmó con acción persistente y concreta los requerimientos ineludibles para un programa argentino de desarrollo núcleo-eléctrico, tanto tecnológica cuanto científicamente autónomo, como era propiciado en esa época, por ejemplo, por la revista “Ciencia Nueva”, vocera de amplios sectores tecnológicos y científicos, y como fuera ratificado y difundido posteriormente a través de la participación democrática del personal de la CNEA. También creemos que ese logro fue posible gracias a que

sus numerosos impulsores mantuvieron, a lo largo de su gestión, compromiso absoluto y claridad total en cuanto a cuál era el objetivo último de su quehacer.

En un próximo trabajo analizaremos las secuelas, desde la definición gubernamental hasta el presente, con la convicción de que, entre ambos escritos, se explicitará que el '*se puede*' tecnológico es de relativamente larga data en nuestro país, anterior y posterior a la confrontación respecto del tipo de tecnología a utilizar en la construcción de la Central Embalse.

II. CONTEXTO INSTITUCIONAL

Los tres principales protagonistas institucionales de esta descripción fueron el Poder Ejecutivo Nacional, la Comisión Nacional de Energía Atómica y la Asociación de Profesionales de la CNEA.

II.a El Poder Ejecutivo Nacional (PEN)

Desde 1966 el gobierno nacional estaba ocupado por una Junta Militar inconstitucional (a razón de un miembro por cada una de las tres ramas de las fuerzas armadas) que designaban al titular del PEN. Desde julio de 1972 estaba programado que el 25 de mayo de 1973 asumirían el gobierno quienes fueran elegidos en elecciones 'libres, pero con restricciones en cuanto a los candidatos', que tendrían lugar el 11 de marzo. El programa se cumplió y asumió como máxima autoridad del PEN Héctor Cámpora, en un premonitorio contexto político de "Cámpora al gobierno, Perón al poder".

II.b La Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA)

Fue creada el 31 de mayo de 1950, durante el primer gobierno constitucional de Juan Domingo Perón. La atmósfera y la misma vida política eran de intensa confrontación (y subsiguiente discriminación) entre peronistas y anti-peronistas. No obstante ello, gracias a que Perón había designado para presidir la CNEA al Capitán de Fragata Pedro Iraolagoitia (ex-edecán naval suyo), éste, con miras al éxito de la institución a su cargo y consciente de que la comunidad universitaria era – en su gran mayoría – contraria a las políticas y metodologías gubernamentales, logró eximir a los profesionales universitarios (científicos de variadas disciplinas, ingenieros, geólogos, etc.) de toda discriminación política e ideológica. Esto, unido al clima de libre elección de modos de investigación y desarrollo y al fuerte protagonismo profesional en la gestión de la CNEA, posibilitó su rápida consolidación como institución argentina de avanzada científica y tecnológica (ver [Mariscotti, 1987], [Marzorati, 2003], [Hurtado, 2014] y Sección III).

II.c La Asociación de Profesionales de la CNEA (APCNEA)

Fue fundada el 18 de abril de 1966 a fin de agrupar y vincular a los profesionales de la CNEA. Uno de los objetivos de su creación fue "Contribuir [...] al constante desarrollo y concreción de todo proyecto que haga a las necesidades energéticas y técnico-científicas del país". Si bien a mediados de 1972 la fracción de profesionales de la CNEA asociados a la APCNEA era significativa, a medida que avanzaba la campaña a favor del uranio natural fue creciendo en forma totalmente espontánea para, a fines de 1972, rondar el 85 %, con la particularidad de ser mayor cuanto mayor era la antigüedad en la institución de los profesionales considerados.

III. ANTECEDENTES CIENTÍFICO-TECNOLÓGICOS

Desde su creación, en la CNEA se desarrollaron actividades que fueron conformando una base científica, tecnológica y productiva que permitía sustentar un programa ambicioso y autónomo en el campo de la utilización pacífica del conocimiento nuclear. Sin detrimento de otras actividades, podemos mencionar los siguientes hitos.

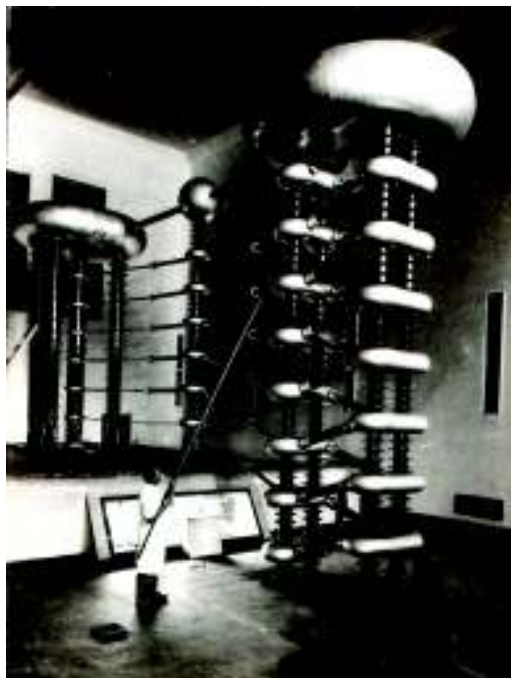
III.a Desarrollo de ciencias base de la tecnología nuclear

III.a.i Física Nuclear

La adquisición de aceleradores de partículas permitió realizar investigaciones y desarrollos tecnológicos asociados competitivos a nivel internacional.

A partir de 1953 y 1954 se contó con un acelerador Cockcroft-Walton y un sincrociclotrón capaces de producir, respectivamente, protones o deuterones con energías de 1,2 millones de electrón-voltios y deuterones de 28 millones de electrón-voltios.

Estas máquinas significaron un cambio cualitativo en las condiciones en que se realizaba la investigación experimental en el país. Los técnicos y científicos argentinos participaron en la instalación de estas facilidades y, posteriormente, las adecuaron para un funcionamiento eficiente y adaptado a los requerimientos de la ciencia local y sus aplicaciones. Entre 1957 y 1966 se realizaron sucesivas modificaciones en el sincrociclotrón que lo mantuvieron como una máquina apta para investigaciones de vanguardia en física nuclear y radioquímica. En 1966 se decuplicó la intensidad del haz de proyectiles del Cockcroft-Walton, para que funcionara como primera etapa de una moderna instalación destinada a estudiar isótopos de vidas medias muy cortas.



Acelerador Cockcroft-Walton

III. a. ii Radioquímica

En setiembre de 1951 se incorporó a la entonces Dirección Nacional de Energía Atómica el Dr. Walter Seelmann-Eggebert, que puede ser considerado el fundador y mentor de la radioquímica argentina. Ya desde entonces fueron destacados “los estudios de los materiales radiactivos y los efectos químicos de las radiaciones” [Radicella, 2000]. Los trabajos recibieron un gran impulso con la instalación del Cockcroft-Walton y el sincrociclotrón, dado que permitieron el descubrimiento de nuevos radioisótopos y la determinación de propiedades de otros ya conocidos. Durante la década de 1950, las investigaciones en la CNEA permitieron agregar veinte nuevos isótopos a la tabla de nucleídos. Estas tareas de investigación fueron la base de la producción y aplicación de radioisótopos en el país.

Los mencionados desarrollos en física nuclear y radioquímica, así como en otras ciencias básicas para la tecnología nuclear, permitieron arraigar en la CNEA la idea de que era posible competir en campos de avanzada [Marzorati, 2003].

III.b Exploración y producción de uranio

La exploración de yacimientos uraníferos fue, a través de un nutrido grupo de geólogos y técnicos, una de las primeras actividades de la CNEA, y ya en 1952 se estaba produciendo concentrado de uranio a escala de planta piloto. A partir de 1964 se comenzó a producirlo a nivel industrial y, en 1970, se proveyó una partida del mismo para ser incorporada a los elementos combustibles de la primera central nuclear argentina, en Atucha.



Complejo Minero Fabril Malargüe

III.c Construcción de reactores experimentales y de producción de radioisótopos

El 17 de enero de 1958 se pone en funcionamiento el primer reactor nuclear experimental de Latinoamérica (el RA-1), cuya construcción, así como la de sus elementos combustibles, se realiza en el país bajo las direcciones del Dr. Fidel Alsina Fuertes y el Prof. Jorge Sábato, respectivamente. El 17 de mayo de 1967 se inaugura el reactor RA-3 con una potencia 500 veces mayor a la del RA-1, destinado a la investigación y a la producción de radioisótopos para la medicina y la industria.



Reactor RA-3 en construcción en el Centro Atómico Ezeiza (circa 1966)

III.d Desarrollo de la metalurgia nuclear

En 1955, también bajo la conducción de Jorge Sábato, se crea un área de metalurgia. Se trataba de una disciplina muy poco desarrollada en la Argentina, pero fundamental para todo país que pretendiera tener autonomía tecnológica. Se incorporó a científicos e ingenieros que aprendieron, en el país y el exterior, a dominarla desde el 'hacerla', con entusiasmo, calidad y dedicación insuperables. Ya en 1957 participaron en la provisión de los elementos combustibles del primer reactor, cuyo *know-how* fue vendido por la CNEA en 1958 a la firma Degussa-Leybold de Alemania.

IV. IDEOLOGÍA TECNOLÓGICA

Los logros mencionados en la Sección III, de los que el personal de CNEA había sido en muchos casos promotor y ejecutor, fueron generando un conjunto de ideas fundamentales basadas en la inserción de la actividad nuclear en el desarrollo nacional y en la autonomía tecnológica, que se expresaban fundamentalmente en evitar la compra 'llave en mano'. Los caminos para lograr la autonomía generaron discusiones internas basadas en las disyuntivas entre construir todo en el país o abrir los paquetes tecnológicos y fabricar localmente solamente lo que significara aportes al desarrollo nuclear y a la industria nacional. A principios de la década de 1970 esta ideología, en su expresión clásica que implica un conjunto de ideas y un programa de acción, estaba profundamente arraigada entre el personal de la CNEA.

V. PRIMERA CENTRAL NUCLEAR

El 22 de enero de 1965 el PEN encomienda a la CNEA (15 años después de su fundación) el estudio de factibilidad de una central nuclear para la provisión de energía eléctrica. El estudio se realiza sin acudir a consultoras externas y se finaliza en mayo de 1966. Se analizaron reactores de uranio natural, que podía proveerse en el país, y de uranio enriquecido, que debía importarse. Se indicaba que la industria local podía participar hasta en un 40% de la facturación y se proponía a Atucha, en la provincia de Buenos Aires, como lugar para instalarlo. Tras negociaciones con varios países y empresas, el 21 de febrero de 1968 se decide la instalación por parte de la empresa alemana Siemens de una central de 313 MWe con reactor de uranio natural y agua pesada. La obra de la Central Nuclear Atucha I se inició en 1968 y se finalizó a principios de 1974. "Por muchos años la primera central núcleo eléctrica en Latinoamérica. Además, los técnicos argentinos tuvieron acceso a toda la ingeniería y la posibilidad de elegir libremente las partes que los proveedores locales podían

realizar bajo la supervisión de la CNEA, lo que significó un salto importante en el aprendizaje, sobre todo para la industria metalmeccánica. Estos desarrollos tecnológicos y organizativos de las empresas no fueron sólo para la industria nuclear. Se derramó capacitando a estas empresas y otras, para encarar proyectos que le estaban vedados tecnológicamente antes de la construcción de Atucha" [Quilici, 2013]. El costo total fue de 105 millones de dólares y la industria local participó en un 90% de la obra civil, 50% del montaje y 13% de los suministros eléctricos.



Central Nuclear Atucha
Unidad 1 Presidente Juan Domingo Perón

VI. PREPARATIVOS PARA LA SEGUNDA CENTRAL

En noviembre de 1967, la Empresa Provincial de Energía de Córdoba (EPEC) encomienda a la CNEA el estudio de prefactibilidad para la instalación en esa provincia de una central núcleo-eléctrica. El estudio se finaliza en 1968.

A principios 1971, el presidente de facto Roberto Levingston aprueba los planes de instalación de la central y a principios de 1972 la CNEA anuncia la construcción en Córdoba de una central nuclear de 600 MWe y 50% de industria nacional e ingeniería argentina. Además, anuncia planes de otras centrales en Bahía Blanca, Atucha y Mendoza.

VII. LA CAMPAÑA

VII.a Veloz generación y distribución de herramientas para el debate

El 26 de abril de 1972, la Comisión Directiva de la APCNEA (CD) designó una subcomisión (SC) de cuatro miembros para estudiar todo lo vinculado con los

objetivos de la CNEA, con 'facultad de auto-ampliarse'. La misma, poco después, decidió que antes de analizar la estructura de la CNEA correspondía definir sus objetivos a largo plazo, lo cual implicaba estudiar las tendencias mundiales vigentes en este campo. Todo ello, evaluando y definiendo, para cada aspecto, el papel que debería desempeñar la APCNEA. Tres meses después (17 de julio), se efectuó una reunión entre miembros de esta SC e integrantes de grupos de asociados a la APCNEA (mayoritariamente de los sectores de reactores y metalurgia) que estaban estudiando temas similares a los de aquella [Repositorio—Integrantes-1] y que ya habían encarado la elaboración de los documentos básicos a favor del uso de uranio natural (documentos, de los cuales algunos ya habían sido entregados a los encargados de las áreas de ciencia y técnica de las distintas fuerzas armadas).

Por otra parte, los profesionales reunidos decidieron unificar los dos grupos en uno, de aproximadamente 20-25 miembros, lo cual se complementó el 24 de julio, al formular la APCNEA un amplio llamado a sus socios para que colaboraran en fundamentar técnicamente su preferencia por elementos combustibles de uranio natural para la central a emplazarse en Córdoba, "notoria en la inmensa mayoría" de ellos.

La nueva conformación de la SC resultó crucial para la campaña a desarrollar: permitió un rápido aprovechamiento de la productiva tarea previamente realizada y proveyó a la CD de un instrumento de elevada capacidad de generación de respuestas y de difusión veloz de sus posiciones tecnológicas y políticas. Lo expresaron así los cuatro integrantes iniciales de la SC al elevar a la CD, el 9 de agosto, su opinión de que "existía un ponderable esfuerzo ya realizado por los mencionados grupos [...], sin cuyo concurso no hubiera sido posible concretar tan rápidamente [...]" [Repositorio—Boletines-1] la generación de los dos documentos centrales que acompañaban al informe y que luego la Asociación difundió profusamente: 'Documento Base' y 'Anexos Técnicos'; ésta valoración de los hechos nos fue recientemente compartida por el Ing. Jorge Rossen [Rossen, 2015].

Desde su inicio, los propulsores de la campaña fueron conscientes de que su éxito dependía de que lograran llegar a la mayor porción posible de la opinión pública, a los dirigentes de la mayor cantidad posible de grupos sociales, incluyendo los gubernamentales de todo nivel e – ineludiblemente – a gran parte del espectro de lo que hoy se denomina 'los medios'. A esta convicción se adicionaba la de que – dado el amplio contenido de tecnología relativamente avanzada inherente a la confrontación, unida a la premura de difundir el parecer de la APCNEA – sus mensajes debían:

(a) contener la mayor cantidad posible de información fidedigna, clara, fácilmente comprensible y

fácilmente comunicable a terceros, y (b) en manera alguna subestimar la capacidad intelectual de sus destinatarios.

Estos requerimientos determinaron que sus solicitadas, comunicados, conferencias y charlas de divulgación fueran relativamente densas y extensas; pero, como veremos, lograron el efecto buscado.

El significativo incremento de la cantidad de asociados a lo largo de la campaña reaseguró a la CD que estaba bien encaminada y, además, brindaba a la Asociación cierta holgura económica que le permitía una razonable velocidad de ejecución, lo cual era considerado una herramienta básica para posibilitar respuestas rápidas.

VII.b. El 'Documento Base' Repositorio-Documentos-1]

El 9 de agosto, los integrantes iniciales de la Subcomisión de Objetivos elevaron un informe de todo lo hecho a la CD de la APCNEA. El 11 de ese mes se realizó una reunión conjunta de la CD y la SC para analizar el 'Documento Base', "[...], tras lo cual la primera aprobó por unanimidad su texto, [...] señalando su total coincidencia con que [...] "la decisión referente al tipo de combustible es, esencialmente, de carácter político" [Repositorio—Boletines-2]. Los conceptos centrales del documento señalan:

- Es imprescindible que [la Central Nuclear de Córdoba] no constituya [...] una decisión aislada, sino la base de una política nuclear que se inspire en los siguientes principios básicos:
 - o manejo total del ciclo de combustible;
 - o consolidación de una infraestructura de ingeniería y tecnología a través de la adquisición por profesionales y técnicos argentinos del conocimiento y la capacidad necesaria para la concepción y el diseño de las futuras centrales nucleares;
 - o óptima y racional utilización de los recursos uraníferos; y
 - o promoción de la actividad industrial nacional que asegure la adquisición de capacidad para la máxima realización de las futuras centrales nucleares por nuestros propios medios.

La APCNEA [concluyó que ...]

- la línea más conveniente [...] es la de uranio natural como combustible;
- [para] el uranio natural, todos los procesos que debe sufrir el mineral hasta su ingreso en el reactor pueden realizarse [localmente ...], mientras que [...] el enriquecimiento debe realizarse en los EE.UU., único país del mundo que lo efectúa regularmente [...] en escala exportable; y
- [para] la fabricación de elementos combustibles, la línea de uranio natural permite mantener la

continuidad de los importantes avances científico-tecnológicos logrados por la CNEA [. . .], y abriría las puertas a una industria nuclear de múltiples efectos beneficiosos para nuestra economía.

Según informa el mencionado Boletín de la APCNEA en su página 6, “la impresión del documento fue concluida el día 16/8 y en los días siguientes fue distribuido a todos los socios con el título de 'La APCNEA y la Política Nuclear Argentina'. Con fecha 22/8 se lo hizo llegar al Presidente de la CNEA y, entre esa fecha y el 6 de septiembre, la CD lo hizo entregar a autoridades nacionales y provinciales, a responsables de empresas nacionales, a autoridades de asociaciones, cámaras y federaciones, a asociaciones profesionales y a medios de difusión.” [Repositorio—Boletines-3]. La lista más o menos completa se presenta en [Ídem] e incluye 60 destinatarios. Además, miembros de la Subcomisión y de la CD y socios que no integraban a ninguna de éstas, entregaron el documento a otras personas en forma individual y/o entrevistaron a personas vinculadas a los medios de difusión radial y televisiva; en el caso de los medios de difusión, siempre se acompañó un resumen del documento.

VII.c. 'Anexos Técnicos' [Repositorio-Documentos-2] y [Repositorio-Integrantes-2]

Constituyen el resultado de “la capacidad técnica e idoneidad de los profesionales integrantes de la SC y sus colaboradores, con sólida competencia en diferentes áreas del saber nuclear. Estos 'Anexos' son “aún hoy un ejemplo de trabajo político-técnico y resultaron un compendio de la ideología mayoritariamente adoptada por los empleados de la CNEA” [Maqueda, 2009]. Los títulos de sus capítulos ilustran sobre los temas abordados:

1. Recursos uraníferos argentinos
2. Requerimientos de mineral de uranio para distintas estrategias de generación nucleoelectrónica posibles
3. Ciclo de combustibles para reactores de agua pesada (HWR) y agua liviana (LWR)
4. Elementos combustibles
5. Reprocesamiento de combustible
6. Producción y utilización del plutonio
7. Agua pesada
8. Elementos del análisis de los futuros problemas de producción y abastecimiento de uranio enriquecido (crisis del uranio)

VII.d Repercusión

Como respuesta a la intensa actividad desplegada por la APCNEA, los periódicos “Clarín” el 27/8, “El Economista” el 1°/9, “La Prensa” el 4/9, y “Los

Principios” el 10/9, publicaron notas favorables a la posición de la APCNEA o simplemente reprodujeron, más o menos fielmente, el resumen anteriormente mencionado. “La Nación” publicó una versión del resumen en su primera edición del día 7/9, pero la suprimió en la segunda. Ese mismo día, la APCNEA publicó una primera solicitada incorporada a [Repositorio—(Solicitadas +afines)-1]. Entre los diarios, particularmente “Clarín” (17/9 y 1/10) continuó publicando varias notas coincidentes en lo esencial, con la posición sostenida por la APCNEA, acompañado en ello por la revista “Extra” [Extra, 1972]. Por otra parte, durante todo el período previo a la toma de decisión del PEN respecto del tipo de uranio a emplear, comentarios radiales y televisivos favorables a ambos tipos de combustible fueron más o menos frecuentes (ver [Repositorio—Medios] y [Repositorio—(Solicitadas +afines)]). De particular interés es una publicidad a página entera efectuada en “La Nación” el 10/3/1973, (sólo cuatro días antes de que el gobierno militar optara por la alternativa 'natural'), titulada “*Los sistemas de energía nuclear Westinghouse están satisfaciendo las necesidades energéticas de todo el mundo*”, la cual incluía 14 fotografías de centrales a uranio enriquecido construidas por dicha empresa (ver [Fernández, 2010] y [Repositorio—(Solicitadas +afines)-4]).

En suma, de los 75 recortes periodísticos en nuestro archivo – de ninguna manera exhaustivo – 43 (57 %) favorecen la opción 'natural', 7 (9,3 %) la 'enriquecido' y 25 (33 %) no se definen con respecto a la disyuntiva. En [Repositorio—Medios] incluimos los textos de la mayor parte de los recortes archivados, como también un listado cronológico de ellos y un extracto del contenido de algunos.

VII.e El debate

El debate público concreto sobre el tema en discusión se inició – o, al menos, se intensificó – tempranamente, cuando socios de la APCNEA comenzaron a asistir a las conferencias que brindaba el asesor “ad-hoc” de una tradicional empresa argentina, representante en el país de la estadounidense Westinghouse. En sus disertaciones el orador ensalzaba la opción de elementos combustibles de uranio enriquecido, a la par que los miembros de la Asociación lo refutaban desde sus sólidos conocimientos [.....]. Pero, a lo largo del prolongado desarrollo de la confrontación, aparecieron las múltiples y muy variadas facetas de la misma. Detallar los muchos episodios que caracterizaron su evolución en un espacio como el de este escrito resulta imposible, pero una fracción importante, sí puede ser reconstruida y explicitada a partir de la documentación original reunida en nuestro [Repositorio]. Mencionamos brevemente unos pocos episodios:

- a) Una primera interacción de la SC con funcionarios

públicos: algunos de sus integrantes habían convenido con el Presidente de APCNEA encontrarse, temprano, frente al edificio Libertador, a fin de conversar con asesores del Ejército sobre la cuestión de la Central Embalse. A la hora convenida lamentablemente sólo habían llegado Emma Pérez Ferreira y el Presidente, ambos provenientes del sector de investigación básica de la CNEA y con escasísimos conocimientos de generación nucleoelectrónica. A pesar de lo embarazoso de la situación, decidieron concurrir a la entrevista. Sus interlocutores resultaron estar apabullantemente más al tanto de la temática que ellos. Afortunadamente, esto nunca más se repitió: fue reemplazado por la estricta puntualidad;

- b) Las entrevistas de miembros de la SC con la mayoría de los candidatos presidenciales, que el Presidente de la APCNEA abrió asegurando al entrevistado que, si se lo excluía a él mismo, estaba en presencia de una parte de las personas que, en la Argentina, eran las que entendían a fondo la cuestión.
- c) El hecho de que algunos integrantes de la SC ampliada pertenecientes al sector de reactores recibieron presiones por parte de la autoridad respectiva destinadas a interrumpir su participación en la campaña. Años después estas intimidaciones se concretaron con la cesantía de cinco de ellos el mismo día de 1976;
- d) El viaje de tres asesores “ad-hoc!” – uno por cada una de las armas de las FF. AA. – destinado a interiorizarse de los aspectos salientes de la confrontación, viaje que parece haber contribuido fuertemente a un cambio en las preferencias del Ejército.
- e) Las entrevistas mantenidas por el Presidente de APCNEA con el de la CNEA, en las cuales el primero destacaba su convicción de que la campaña de la APCNEA, bien usada, también podía ser utilizada para mejorar la posición negociadora argentina con proveedores de centrales a uranio enriquecido, lo cual, probablemente, haya contribuido a disminuir levemente la tensión reinante entre ambas instituciones.

No obstante esto último, el núcleo del debate fue escalando, en buena parte originado por las sucesivas postergaciones gubernamentales en adoptar una decisión. Cuando, en noviembre, se tuvo noticias de una nueva postergación, la APCNEA resolvió publicar su segunda solicitada en el diario “Clarín”. El domingo 26 de ese mes se iniciaron las discusiones sobre su texto y sobre la instrumentación de su veloz pago; tres días después (a la mañana) se publicó la solicitada [Repositorio—(Solicitadas +afines)-2].

Como hemos afirmado previamente “[.....] no hubo,

ni antes ni después, un tema de alto contenido técnico que atrajera y comprometiera de esa manera a la opinión pública” [Maqueda, 2009]. En palabras de un observador independiente *“Little public discussion had attended the Atucha I decision, when ministerial councils considered CNEA recommendations confidentially. This was not so for the second reactor decision, as debate erupted over the choice between reactor types, involving the universities, utilities, newspapers, television commentators, and even the ‘man in the street’.”* [Poneman, 1982].

VIII. LA DECISIÓN

El 14 de marzo de 1973, tres días después de las elecciones que consagraron la fórmula que a partir del siguiente 25 de mayo restauraría el orden democrático reemplazando a la Junta Militar, ésta resolvió que *“el uranio natural es el que más se ajusta a la conveniencia nacional”*, conforme a la opción promovida por los profesionales de la CNEA. La APCNEA expresa su júbilo, reconoce los apoyos recibidos y resalta el reto que la decisión adoptada implica para la capacidad tecnológica y científica del país y la responsabilidad adquirida por los profesionales de la CNEA [Repositorio—(Solicitadas +afines)-3].



Central Nuclear Embalse

IX. A MODO DE CIERRE

Consideramos que para el éxito en esta batalla fue fundamental la unidad axiológica demostrada por los profesionales y técnicos de la CNEA en la unánime defensa de los valores conducentes a la autonomía tecnológica. El 31 de mayo de 1973, en ocasión de la renovación de la CD de la APCNEA, lo resaltaba el presidente saliente, uno de los autores de este trabajo, “... es una satisfacción` [...] señalar que esta CD cree haber contado – como ninguna anterior – con el apoyo múltiple

de numerosos asociados. Sin él, hubiese sido imposible para la APCNEA desempeñar el relevante rol que tuvo en la cuestión del tipo de combustible. [...] la tan debatida y quizá concluida cuestión del combustible nuclear brindó un ejemplo significativo: los grupos de trabajo se integraron con socios de diversas posiciones partidistas e ideológicas, todos animados de un profundo sentido nacional; el motor se llamó 'nacional'. Conviene no engañarse: la cuestión del combustible fue – con todo – una fácil, relativamente simple. Vendrán otras de la misma índole o de índole más compleja. Será ese el momento de recordar que en la unidad de los profesionales de la CNEA alrededor de un objetivo netamente nacional ha estado su fuerza” [Repositorio—Documentos-3].

En un análisis final la APCNEA decía “[.....] las controversias a lo largo de los siete u ocho últimos meses no fueron, ciertamente, episodios de una competencia deportiva, sino de un proceso de afirmación argentina [.....]. Bien valdría la pena escribir su historia: no es frecuente que los pequeños consigan perturbar el juego de los grandes. Se ha ganado una batalla, pero no la guerra.” [Repositorio—Boletines-4].

AGRADECIMIENTOS

Expresamos nuestro profundo agradecimiento a Norma Badino por la continuada y valiosa tarea realizada con relación a la organización del 'Repositorio', como también por su criteriosa primera lectura de este trabajo. También agradecemos — por su buena disposición en contribuir al mismo mediante sus evocaciones de tiempos pasados — a los Ingenieros Carlos Aráoz, Roberto Cirimello y Jorge S. Rossen, con quienes mantuvimos extensas charlas fructíferas.

Bibliografía

- [Extra, 1972] Revista Extra N° 187; 19-25/9, 1972.
 [Fernández, 2010] Fernández J. R. Importación de tecnologías capital-intensivas en contextos periféricos: el caso de Atucha I (1964-1974), Revista Iberoamericana de Ciencia, Tecnología y Sociedad, 6 (16) pp 9-37.
 [Hurtado, 2014] Hurtado Diego, El sueño de la Argentina atómica, Política, tecnología nuclear y desarrollo nacional (1945-2006), Buenos Aires, Edhasa.
 [Maqueda, 2009] Maqueda Ernesto, Contribución al 'Panel 3: Ciencia y Tecnología en la actividad Nuclear', en Seminario Ruptura y reconstrucción de la ciencia argentina; Programa R@ices, Secretaría de Ciencia, Tecnología e Innovación Productiva, Ministerio de Educación, Ciencia y Tecnología, 2 y 3 de agosto de 2007, p. 66; Buenos Aires, (<http://www.mincyt.gob.ar/publicaciones> (Libros)).

[Mariscotti, 1987] Mariscotti Mario, El secreto atómico de Huemul. Crónica del origen de la energía atómica en la Argentina, Buenos Aires, Editorial Sudamericana, Planeta.

[Marzorati, 2003] Marzorati Zulema, Plantear utopías. La formación de la comunidad científica: CNEA (1950-1955), *Cuadernos de Antropología Social* 18, pp. 123-140, © FFyL - UBA - ISSN:0327-3776 (www.scielo.org.ar/pdf/cas/n18/n18a09.pdf)

[Olivé, 2004] Olivé, León, Normas y valores en la ciencia bajo un enfoque naturalizado, *Revista de Filosofía*, Vol. 29, N°2, México

[Poneman, 1982] Poneman Daniel, *Nuclear Power in the Developing World*; London: Allen and Unwin, p. 75.

[Quilici, 2013] Quilici Domingo, Ciencia Argentina en la Vidriera, (<http://www.cienciaenlavidriera.com.ar/2013/11/01/quilici-domingo-invitado-del-mes-noviembre-2013/>).

[Radicella, 2000] Radicella Renato, La Química Nuclear Argentina en la Década del Cincuenta y el Descubrimiento de Nuevos Radioisótopos, *Ciencia e Investigación*, Vol. 68, Marzo de 2000.

[Repositorio] Repositorio de documentos (<https://uranionaturalvsenriquecido.wordpress.com/>)

[Roederer, 2002] Roederer Juan G., Las primeras investigaciones de radiación cósmica en la Argentina (1949-1959), *Ciencia Hoy*, Vol.12, No.71, p.38.

[Rossen, 2015] Rossen Jorge S., Comunicación personal, junio 2015.

Este trabajo fue presentado en el “IX Encuentro de Filosofía e Historia de la Ciencia del Cono Sur” y las “XXV Jornadas de Epistemología e Historia de la Ciencia”, realizadas entre el 15 y el 19 de septiembre de 2014 en Los Cocos, Pcia. de Córdoba, y publicado en la selección de trabajos de esos eventos en “Filosofía e Historia de la Ciencia en el Cono Sur”, Vol. 5, 1ra edición, de la Editorial Universidad Nacional de Córdoba, en 2015.

Notas

¹ Como presidentes de facto fueron designados Juan Carlos Onganía (1966-1970), Roberto Marcelo Levingston (1970-1971) y Alejandro Agustín Lanusse (1971-1973).

² “..., gracias a una política astuta de sus autoridades desde su misma creación en mayo de 1950, la CNEA cerraba los ojos a la orientación política de sus científicos, hasta el punto de brindar 'asilo científico' a algunos investigadores que habían sido

expulsados de universidades y otras instituciones gubernamentales por su oposición al régimen peronista” [Roederer, 2002].

³ Cinco MW vs. diez kW.

⁴ Lo que en este trabajo denominamos ‘“ideología tecnológica”’ otros autores la llaman “ideología institucional” [Fernández, 2010] o “cultura nuclear” [Hurtado, 2014].

⁵ A esta opción se la solía denominar “construcción de un reactor azul y blanco”.

⁶ En [Fernández, 2010] se informa sobre las tensiones producidas en CNEA por la discusión entre las dos alternativas y quiénes las propiciaban.

⁷ Ejercido por el presidente constitucional Arturo Humberto Illia.

⁸ Para un detalle de la toma de decisión referente a la primera central ver [Fernández, 2010].

⁹ La Ley 26937 del 14 de mayo de 2014 denominó “Presidente Juan Domingo Perón” a la Central Nuclear Atucha I.

¹⁰ Alberto Bonfiglioli, Emma Pérez Ferreira, Renato Radicella y Julio Rossi

¹¹ De aquí en adelante, para los **acontecimientos** ocurridos durante 1972-1973, a efectos de resaltar el, en general, elevado ritmo con que se desarrollaban, hemos suprimido la indicación del año.

¹² Uno de los autores del presente escrito tuvo la satisfacción de acompañar a J. Rossen (coordinador de uno de los grupos mencionados) y J. Rossi. en la entrega al Capitán de Navío Castro Madero en Marina y al Mayor Ventura en Aeronáutica, quienes apoyaron los planteos y propuestas presentados.

¹³ Los miembros de la SC ampliada tenían todos menos de 40 años con la excepción de Emma Pérez Ferreira (47 años).

¹⁴ En este sentido, el accionar de la APCNEA constituye una excelente ilustración de la posición del filósofo mexicano León Olivé, cuando sostiene que toda comunidad científica, para constituirse en *productiva*, requiere que sus integrantes compartan una misma axiología. [Olivé, 2004].

CNEA AL DÍA

NOTICIAS INSTITUCIONALES

La FACIRI obtiene su licencia de operación

La Autoridad Regulatoria Nuclear, mediante resolución n° 660/16, otorgó la Licencia de Operación a la Facilidad de Almacenamiento de Combustibles Irradiados de Reactores de Investigación (FACIRI) situada en el Centro Atómico Ezeiza. El objetivo de esta instalación es almacenar los combustibles irradiados descargados de los reactores de investigación de la CNEA. Cuenta con una pileta para almacenar bajo agua dichos combustibles y con un conjunto de dispositivos y servicios auxiliares que permiten que la instalación cumpla con los objetivos de seguridad requeridos: contener el material radiactivo, proveer protección contra la radiación y mantener la seguridad nuclear. Con la FACIRI en pleno funcionamiento, la CNEA garantiza el manejo seguro y la correcta conservación bajo agua por tiempo prolongado de los combustibles de componentes estructurales en base a aluminio, mejorando las condiciones de almacenamiento de los futuros combustibles gastados y de los ya descargados del reactor RA-3. En septiembre de 2014, la FACIRI entró en operación en el marco de su puesta en marcha y fue oficialmente inaugurada el 9 de abril de 2015. El 29 de noviembre de 2016 recibió la Licencia de Operación, luego de completarse el proceso de calificación de la primera camada de plantel de operación de la instalación. Actualmente, ya se encuentran almacenados 60 elementos combustibles tipo MTR provenientes del reactor RA-3 y del depósito central del Área de Gestión de Ezeiza (AGE), lo que ha permitido demostrar la correcta funcionalidad de la instalación y la preparación del plantel que la opera.

Avances de la obra del CAREM 25

El 24 de febrero se llevó a cabo en la CNEA el acto de apertura del segundo sobre del proceso de Licitación Pública N°6/2016, "Ejecución y Finalización de la Obra Civil del Edificio del Reactor CAREM 25", que contiene las propuestas técnicas y económicas de las empresas y consorcios interesados. De los ocho oferentes que habrían comenzado este proceso, seis presentaron sus ofertas en esta segunda instancia. Se estima que la duración de esta segunda etapa de la obra será de aproximadamente 25 meses.

El proyecto CAREM es la primera central nuclear de potencia íntegramente diseñada y construida en Argentina que posiciona a nuestro país como uno de los líderes mundiales en el segmento de reactores de baja potencia.

Al menos el 70% de sus insumos, componentes y servicios vinculados será provisto por empresas argentinas calificadas bajo los estándares internacionales de calidad supervisados por la CNEA.

Entre los principales beneficios que supone podrá aportar abastecimiento eléctrico a zonas alejadas de los grandes centros urbanos o polos fabriles con alto consumo de energía. Una de sus principales características radica en los rigurosos estándares de seguridad, obtenidos mediante soluciones de alta ingeniería que simplifican su construcción, operación y mantenimiento.

Nuevo hito para el avance del RA10

El Subsecretario de Energía Nuclear Lic. Julián Gadano, encabezó junto al Presidente de la Comisión Nacional de Energía Atómica, Lic. Osvaldo Calzetta Larrieu, el acto por el hormigonado de la losa de fundación del Proyecto Nuevo reactor experimental multipropósito RA-10, que constituye un hito histórico para su concreción.

El presidente de la CNEA remarcó la importancia fundamental que tiene el avance del Proyecto RA-10 para el país. El Gerente del Proyecto RA-10, Ing. Herman Blaumann, explicó las principales características técnicas, tanto de esta fase de la construcción como del proyecto en general.

A continuación, los presentes se trasladaron al sitio donde la losa de fundación era rellenada con 3.200 toneladas de hormigón tipo H30, cantidad comparable con lo requerido para construir un edificio de diez pisos.

Cuando esté funcionando plenamente, el reactor RA-10 permitirá la producción de radioisótopos para usos médicos e industriales, a la vez que ampliará el campo de investigación científico-tecnológica por la irradiación de materiales y combustibles, y la utilización de haces de neutrones para investigación y desarrollo.

CNEA firma acuerdo de cooperación sobre astropartículas

Con la presencia del Presidente de Italia, Sergio Mattarella, se firmó un convenio entre la CNEA y el Instituto Nacional de Física Nuclear de Italia (INFN).

El convenio específico encuadrado dentro del memorando de entendimiento científico fue firmado por el Presidente de la CNEA, Lic. Osvaldo Calzetta, junto a su par italiano del INFN, Dr. Fernando Ferroni.

Según establece el convenio, las acciones que desarrollarán ambas instituciones abarcarán todo lo referente a la docencia para alumnos graduados y técnicos, la investigación básica y aplicada, el desarrollo tecnológico y la puesta a punto de nuevos equipos, técnicas y métodos. La investigación y desarrollo a realizar será en el campo de Astropartículas circunscripta a tres proyectos internacionales: el Observatorio Pierre Auger, el Observatorio QUBIC y Laboratorios Subterráneos ANDES y Gran Sasso. Se realizarán desarrollos de tecnologías en sistemas de detectores de Astropartículas (contadores de centelladores plásticos), microfabricación de MKIDs (*Microwave Kinetic Inductance Detector*) y otros sistemas de detección y electrónicas asociadas.

Taller Internacional del Laboratorio ANDES

Con la presencia de especialistas de todo el mundo, se realizó en la Universidad Nacional de San Martín el “*Fifth International Workshop for the Design of the ANDES Underground Laboratory*”, con el objetivo de definir la ingeniería de detalle de un laboratorio subterráneo único en el hemisferio sur que se construirá bajo la Cordillera de los Andes, en la frontera entre Argentina y Chile, que estudiará las partículas subatómicas, neutrinos, materia negra y rayos cósmicos.

La construcción del túnel Agua Negra, parte del corredor bioceánico central, constituye una oportunidad excepcional para planificar la construcción del laboratorio ANDES (*Agua Negra Deep Experiment Site*), el único laboratorio subterráneo del hemisferio sur con capacidad de realizar experimentos de astrofísica, geología, geofísica, sismología y biología. A nivel mundial, existen pocos laboratorios subterráneos (instalados en EE.UU., Canadá, Europa y Japón), en los cuales se pueden realizar experimentos en física de partículas subatómicas, en especial de partículas relacionadas con la astrofísica y el cosmos; estudiar rayos cósmicos; detectar neutrinos y buscar la llamada “materia oscura”. El laboratorio ANDES será construido bajo la cordillera, en el punto más profundo del túnel Agua Negra que unirá Chile con Argentina entre la región de Coquimbo y la provincia de San Juan. A 1.700 metros bajo la superficie terrestre, sólo unas pocas partículas subatómicas son capaces de penetrar las capas rocosas, permitiendo a los científicos estudiar sin interferencias las propiedades de partículas con interacciones tan débiles que podrían atravesar millones de kilómetros de roca sin verse afectados, como los neutrinos, o estudiar la materia oscura.

Taller sobre la Segunda Fase de Instrumentación del Proyecto Laboratorio Argentino de Haces de Neutrones (LAHN)

La apertura del evento estuvo presidida por el Subsecretario de Energía Nuclear, Lic. Julián Gadano; el Vicepresidente de la CNEA, Dr. Alberto Lamagna; el Presidente del CONICET, Dr. Alejandro Ceccatto; el Secretario de Planeamiento y Políticas en Ciencia, Tecnología e Innovación Productiva, Dr. Miguel Blesa y el Subsecretario de Coordinación Institucional del Ministerio de Ciencia, Tecnología Innovación Productiva, Dr. Sergio Matheos.

El Vicepresidente de la CNEA, Dr. Alberto Lamagna, recalcó la importancia del proyecto y afirmó que si la CNEA no tiene un Laboratorio de Haces de Neutrones no puede hacer estudios de combustibles nucleares ni de irradiación de materiales y que, en el futuro, la Argentina no podría vender reactores y, además, que disponer de ese “*know how*” permitiría articular con el Mercosur y con toda la comunidad científica internacional con lo cual ganaría gran visibilidad.

El Dr. Blesa, por su parte, señaló que esta facilidad debía ser vista como algo para todo el sistema científico argentino, y que esa articulación a nivel local podría trascender fronteras y constituir la base para una integración regional.

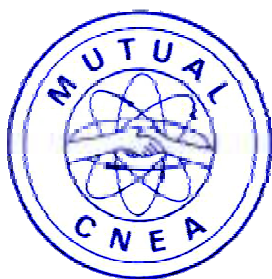
Finalmente, el Dr. Ceccatto calificó al proyecto como uno de los “más importantes para la ciencia básica y aplicada”. Luego de los discursos de apertura, se procedió con las charlas técnicas y la discusión científica sobre la instrumentación de la Fase II del LAHN.

MUTUAL CNEA

FONDO COMPENSADOR DE LA ACTIVIDAD NUCLEAR



La Mutual CNEA es el exitoso fruto de la inquietud de un grupo de empleados de la CNEA que, con espíritu solidario, concibió la creación de un fondo compensador que mejorase la situación de jubilados y pensionados de la actividad nuclear.



37 años

1980 - 2017

**14 DELEGACIONES EN
TODO EL PAÍS**

2017 ASOCIADOS

**COMPLEMENTOS
Jubilatorios 639
Pensionarios 490**

**CONSULTE CONDICIONES
DE INGRESO O REINGRESO
EN SU DELEGACIÓN**

BENEFICIOS PARA LOS ASOCIADOS

- Complementos jubilatorios o pensionarios
- Créditos hipotecarios, personales y otros
- Subsidios por casamiento, nacimiento/adopción o fallecimiento
- Descuentos en comercios y hoteles adheridos

**MUTUAL DEL PERSONAL DE
LA COMISIÓN NACIONAL
DE ENERGÍA ATÓMICA**

Administración Central
Tel/Fax: 011-4701-0355 / 5059
11 de septiembre N° 4366/68
C1429BJF – C. A. de Buenos Aires
Info@mutualcnea.org.ar
<https://mutualcnea.org.ar>

**EMPRESAS Y FUNDACIONES DEL SECTOR NUCLEAR ARGENTINO
ASOCIADAS O VINCULADAS CON LA CNEA B1802AYA) Ezeiza**

COMBUSTIBLES NUCLEARES ARGENTINOS S.A. (CONUAR)

CONUAR fue creada por Decreto N° 1719/81. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde el 33,33% a la CNEA y el 66,67% restante a la empresa privada SUDACIA S.A., estando su planta de producción situada en el Centro Atómico Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Tiene como objetivo producir, a partir de la utilización de tecnología suministrada por la CNEA, elementos combustibles para el abastecimiento de las centrales nucleoelectricas y de los reactores de investigación argentinos. Su dirección es Prebistero Juan González y Aragón N° 15 - Centro Atómico Ezeiza – (B1802AYA) Ezeiza – Pcia. de Buenos Aires – Teléfono: (54 – 11) 6326-1300 - Fax: (54 – 11) 6326-1490 -

DIOXITEK S. A.

DIOXITEK fue creada en 1996 por Decreto N° 1286/96. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde en un 99% a la CNEA y el 1% restante a la provincia de Mendoza. Su objetivo inicial fue garantizar el suministro del dióxido de uranio que se utiliza en la fabricación de los elementos combustibles para las centrales nucleares de potencia. En 2002 incorporó a su actividad la producción y comercialización de fuentes selladas de cobalto 60 para uso medicinal e industrial. Su planta de producción de dióxido de uranio se encuentra en la ciudad de Córdoba y la planta industrial de elaboración de fuentes selladas de cobalto 60 en el Centro Atómico de Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Su dirección es Avenida del Libertador 8.250 (B1429BNP) Ciudad Autónoma de Buenos Aires - Teléfono: (54 – 11) 4704 - 1035/1236 - Fax: (54 – 11) 4704 - 1043 - www.dioxitek.com.ar

EMPRESA NEUQUINA DE SERVICIOS DE INGENIERÍA S. E. (ENSI)

ENSI fue constituida el 21 de diciembre de 1989 entre el Gobierno del Neuquén y la CNEA. Es una sociedad del estado neuquino cuyo capital accionario corresponde en un 51% a dicho estado y un 49% a la CNEA y su sede se encuentra en la localidad de Arroyito de la citada provincia. Su objetivo principal es operar plantas químicas a escala piloto e industrial y elaborar y comercializar productos químicos. Por contrato con la CNEA se hizo cargo de la operación de la Planta Industrial de Agua Pesada (PIAP) situada en la citada localidad de Arroyito. ENSI, además, presta servicios de ingeniería a empresas dedicadas a la producción de petróleo, gas y energía eléctrica que operan en la región. Su dirección es Ruta Nacional 237 km. 1278 Arroyito, Neuquén. Casilla de Correo 636 (8300) Neuquén Arroyito - Pcia. del Neuquén - Teléfono: (54 – 299) 440706/440411/440572 - Fax: (54 – 299) 440534 - E-mail: piap@ensi.com.ar - www.ensi.com.ar

FABRICA DE ALEACIONES ESPECIALES S.A. (FAE)

FAE fue creada por Decreto N° 1088/86. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde un 32% a la CNEA y el 68% restante a la empresa CONUAR S.A., estando su planta de producción situada en el Centro Atómico Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Tiene por objetivo la producción, a partir de la utilización de tecnología suministrada por la CNEA, de vainas y semiterminados de zircaloy 4 para la fabricación de elementos combustibles para reactores de potencia y la producción de tubos de acero inoxidable y aceros especiales de alta calidad. Su dirección es Prebistero Juan González y Aragón N° 15 - Centro Atómico Ezeiza – (B1802AYA) Ezeiza – Pcia. de Buenos Aires – Teléfono: (54 – 11) 6326-1493 - Fax: (54 – 11) 6326-1496 - www.fae.com.ar

INVAP S. E.

INVAP fue creada por Decreto del Gobierno de Río Negro N° 661/76. Es una empresa de tecnología cuyo capital accionario corresponde en un 100% al estado rionegrino, estando vinculada a la CNEA mediante un acuerdo con la referida provincia. Su sede se encuentra en San Carlos de Bariloche. Su objetivo estatutario original es servir al desarrollo nuclear argentino, aunque más tarde ha extendido sus actividades a otros campos tecnológicos como el aerospacial. Se dedica principalmente al desarrollo y construcción de reactores de investigación e instalaciones nucleares de todo tipo, así como también de sistemas de aplicación médica y científica y al desarrollo y fabricación de satélites y radares. Su dirección es Avda. Cmte. Luis Piedrabuena 4950 - (R8403CPV) San Carlos de Bariloche – Pcia. de Río Negro – Teléfono: (54 – 2944) 4409 300 - Fax: (54 – 2944) 4409 336 - www.invap.com.ar

NUCLEOELÉCTRICA ARGENTINA S.A (NA-SA)

La NA-SA fue creada por Decreto N° 1.540/94. Es una sociedad Anónima cuyo capital accionario corresponde el 79% a la Secretaría de Energía de la Nación, el 20% a la CNEA y el 1% al Ente Binacional de Emprendimientos Energéticos S.A. Tiene a su cargo la operación y comercialización de la energía eléctrica generada por las Centrales Nucleares Atucha I- Unidades I y II y Embalse, así como por las futuras unidades de generación nucleoelectrica. Su dirección es Arribeños 3619 – (C1429BKQ) Ciudad Autónoma de Buenos Aires- Teléfono: (54-11) 4701 – 7070 - Fax: +54 11 4701 8621- E-mail: ri@na-sa.com.ar - www.na-sa.com.ar

POLO TECNOLÓGICO CONSTITUYENTES S.A. (PTC)

El PTC fue creado por Decreto N° 894/98 y está constituido por la asociación de instituciones de desarrollo tecnológico con capacidades distintas y complementarias. La CNEA es poseedora del 20% del capital accionario. El PTC tiene por objeto prestar servicios en las áreas de la investigación y el desarrollo tecnológico cuando ellos requieran complementar las capacidades de sus integrantes. Su dirección es Parque Tecnológico Miguelete – Edificio 1 - Avda. General Paz (entre Constituyentes y Albarellos) (1650) San Martín - Pcia. de Buenos Aires - Teléfono / fax: (54 –11) 754 – 4070 – www.cnea.edu.ar/polo

FUNDACIÓN CENTRO DE DIAGNÓSTICO NUCLEAR (FCDN)

La FCDN constituye un emprendimiento conjunto de la CNEA y la FUESMEN con el objeto de dotar al conglomerado bonaerense de un centro de última generación de diagnóstico por técnica de emisión de positrones (PET). Fue creada el 14 de diciembre de 2004 y su Centro de Diagnóstico Nuclear fue inaugurado el 23 de mayo de 2007. Su dirección es Avenida Nazca 3449 (1429) Buenos Aires – Teléfono / fax: (54 – 11) 4566-7597 - E-mail: info@fcdn.org.ar – www.fcdn.org.ar

FUNDACIÓN ESCUELA DE MEDICINA NUCLEAR (FUESMEN)

La FUESMEN fue creada por convenio suscripto el 21 de diciembre de 1990 entre la CNEA, el Gobierno de Mendoza y la Universidad Nacional de Cuyo, con el objetivo de desarrollar actividades científicas, docentes y asistenciales en un marco de excelencia técnica y humana en el campo de la medicina nuclear y el radiodiagnóstico. Su dirección es: Garibaldi 405 (M5500CJJ) Mendoza – Pcia. de Mendoza - Teléfono: (54 – 261) 4201615 - Fax: (54 – 261) 4203288 - E-mail: info@fuesmen.edu.ar www.fuesmen.edu.ar



Comisión Nacional
de Energía Atómica

ISSN 1666-1036