

# LA SEGURIDAD NUCLEAR Y LA PROTECCION RADIOLÓGICA EN EL PROGRAMA CUBANO DEL USO PACIFICO DE LA ENERGIA NUCLEAR

Alejandro V. Bilbao Alfonso

Director del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones

## Resumen

El trabajo constituye un recuento de la actividad científica desarrollada en Cuba para garantizar la seguridad nuclear y la protección radiológica que el programa cubano del uso pacífico de la energía nuclear exige. Se ilustran los aspectos generales de los métodos desarrollados y los principales resultados alcanzados, esbozándose algunas perspectivas inmediatas en este campo.

## NUCLEAR SAFETY AND RADIATION PROTECTION IN THE CUBAN PROGRAM FOR THE PEACEFUL USE OF NUCLEAR ENERGY

### Abstract

This paper is a summary of the scientific work carried out in Cuba to guarantee nuclear safety and radiation protection required by the Cuban program for the development of nuclear energy for peaceful purposes. The general aspects of the developed methods and the main results reached are illustrated. Some immediate perspectives in this field are also sketched out.

## I. INTRODUCCION

La opinión pública comenzó a preocuparse por el efecto de las radiaciones ionizantes sobre las personas y el medio ambiente a mediados del presente siglo, no solamente por los resultados de los criminales bombardeos sobre Hiroshima y Nagasaki en el Japón, sino también debido a las pruebas nucleares en la atmósfera iniciadas por varios países en la década de los años cincuenta.

En aquel entonces se conocía aún muy poco sobre el efecto perjudicial de la radiación sobre el hombre y su medio como resultado de las precipitaciones radiactivas y solo se formulaban algunas hipótesis. Sin embargo, en las tres últimas décadas se ha producido un gran avance en el conocimiento del efecto nocivo de las radiaciones ionizantes sobre los seres vivos y de los principales aspectos de la protección radiológica, todo lo cual ha influido positivamente en la utilización de la energía nuclear con fines pacíficos y el desarrollo científico-técnico en este campo.

Igualmente el nivel alcanzado por la tecnología nuclear para la producción de energía eléctrica, en las últimas tres décadas, ha conllevado a un desarrollo de los principios, criterios y regulaciones en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Estos últimos se

profundizan cada vez más y adquieren internacionalmente una mayor concientización a partir de las enseñanzas de la industria nucleoelectrónica sobre todo por las experiencias de los mayores accidentes que han ocurrido y en particular los de las centrales nucleares (CEN) de la Isla de las Tres Millas, ocurrido en 1979 en los Estados Unidos, y de Chernobil, en 1986 en la Unión Soviética.

Un criterio universalmente difundido a partir de lo anterior, no obstante el reconocido aval de seguridad y confiabilidad demostrado por la industria nuclear en algo más de 5000 reactores-años, ha sido la necesidad de crear una cultura de seguridad nuclear en todos los países que utilizan dicha tecnología y las técnicas nucleares para su desarrollo y bienestar.

Cuba, país que se ha propuesto también el uso pacífico de la energía atómica y de las técnicas nucleares desde inicios de la presente década ha trabajado para garantizar este objetivo teniendo en cuenta la experiencia internacional y los avances de la ciencia y la técnica en el campo de la seguridad nuclear y la protección radiológica. En este sentido una especial atención recibe la edificación en la provincia de Cienfuegos de nuestra primera central nucleoelectrónica con tecnología soviética la cual contará con reactores de agua a presión del tipo VVER-440.

Por lo anterior un esfuerzo fundamental ha sido el trabajo dirigido a la creación de las bases jurídicas y regulatorias, así como a la organización de la infraestructura que dé respuesta al uso seguro de las técnicas y ciencias nucleares en nuestro país. Un ejemplo de ello lo representa el sistema actual de seguridad nuclear y protección radiológica cubano, en cuya implementación ha desempeñado un papel principal la Secretaría Ejecutiva para Asuntos Nucleares (SEAN) a través de la constitución en 1985 del Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones y sus delegaciones territoriales en Cienfuegos, Holguín y próximamente en Camagüey. Además, contamos con un sistema de supervisión estatal de la seguridad de las instalaciones nucleares, en el que participan, junto a la SEAN, otros organismos de la administración central del Estado, responsabilizados para las instalaciones nucleares con la seguridad técnica, la seguridad en la construcción civil, la protección contra incendios, la protección física y la protección higiénico-sanitaria.

Una característica importante de este sistema es la centralización del control dosimétrico individual de los trabajadores ocupacionalmente expuestos, y el trabajo dirigido a la vigilancia radiológica ambiental del entorno de nuestras futuras instalaciones y del resto del territorio nacional. Se trabaja también en la implementación de los análisis probabilísticos de seguridad.

En el presente trabajo se resume la experiencia obtenida y los principales resultados científicos de estos años en diversas temáticas de importancia actual en el campo de la seguridad nuclear y la protección radiológica durante la aplicación de las técnicas y ciencias nucleares en Cuba.

## II. CALCULO Y DIAGNOSTICO DE REACTORES

El establecimiento de metodologías de cálculo apropiadas para la determinación de los principales parámetros físico-neutrónicos y termohidráulicos que caracterizan el funcionamiento seguro de los reactores con que contará nuestro país en el futuro ha sido una importante dirección de trabajo en estos años.

Con respecto a los reactores energéticos del tipo VVER-440 se concluyó un estudio detallado cuyos resultados fundamentales consistieron en la comprobación y complementación de un conjunto de datos de proyecto concernientes a las características físico-neutrónicas y termohidráulicas del primer bloque de la CEN de Juraguá. Los programas utilizados por su mayor actualización, exactitud y nivel de detalle en la descripción de la zona activa permitieron obtener un mayor y más confiable volumen de información en los aspectos estudiados. Los resultados de los cálculos (ver tablas 1 y 2) confirman que los principales parámetros analizados para evaluar la seguridad alcanzan valores inferiores a los límites permisibles de proyecto, tanto para los regímenes normales de explotación, como para las posibles averías de proyecto relacionadas con el em-

peoramiento de las condiciones de enfriamiento de la zona activa.

Tabla 1  
Duración de la campaña

No. de campaña	T (días)	Máx. Kq
1	329,6	1,256
2	287,5	1,294
3	320,2	1,300
4	299,4	1,297
5	313,0	1,280
6	300,5	1,293
7	313,6	1,277
8	300,0	1,294
9	313,8	1,277
10	299,9	1,294

Tabla 2  
Coeficientes que caracterizan el campo de desprendimiento de energía en la zona activa del reactor

No. de campaña	K <sub>v</sub>	K <sub>k</sub>	K <sub>r</sub>	K <sub>0</sub>
1	1,857	1,086	1,364	2,017
2	1,549	1,090	1,410	1,688
3	1,614	1,094	1,422	1,766

Se ha trabajado, además, en el estudio de la utilización del combustible nuclear en la zona activa con el objetivo de lograr una mayor obtención de energía sin exceder los límites permitidos para los coeficientes de no uniformidad del desprendimiento de energía y los coeficientes de reactividad por temperatura y potencia, los que constituyen parámetros determinantes desde el punto de vista de la seguridad. Se obtuvo un conjunto de variantes de cargas combustibles conservando en unos casos la composición propuesta en el proyecto y en otros partiendo de nuevas proposiciones [1].

En los estudios de optimización del uso del combustible nuclear fue introducido un nuevo enfoque basado en la utilización de un sistema experto para la utilización de la carga óptima, el cual se encuentra en fase de desarrollo.

Como parte de los trabajos que se llevan a cabo para la asimilación de un conjunto crítico de potencia cero (CC-1) para el estudio de la física de los reactores VVER se realizó el cálculo de sus características físico-neutrónicas. Ello tiene como objetivo la evaluación de la seguridad de las diferentes configuraciones de la zona activa posibles a estudiar experimentalmente en el CC-1 y la obtención de valores estimados de los resultados experimentales.

La regulación del conjunto crítico se ejecuta a través de la variación del nivel del moderador de agua. Los parámetros que determinan la seguridad, llamados parámetros críticos son la altura crítica del moderador y el coeficiente de reactividad por altura del moderador, que están relacionados a través de la expresión [2]:

$$\frac{\partial \rho}{\partial H} = 2 \frac{\pi^2 M^2}{K_{\infty}} (H + \lambda_z)^{-3} \quad (1)$$

Otros parámetros importantes para la seguridad son los coeficientes de reactividad por temperatura y por ácido bórico. Todos estos parámetros fueron obtenidos para algunas de las configuraciones representativas propuestas para su investigación experimental en el CC-1 en el rango de temperaturas de 22-130°C y en el rango de concentración de ácido bórico de 0-8 g/l. Estos cálculos permitieron establecer el efecto conjunto de las dos variables, la temperatura y el ácido bórico, sobre la reserva y los coeficientes de reactividad.

Como resultado de estos cálculos realizados en el Colectivo Temporal Internacional de Budapest para la física de los reactores VVER con la participación activa de especialistas cubanos, fueron seleccionadas las configuraciones que cumplen los requisitos de seguridad de:  $\frac{\partial \rho}{\partial H} < 10\%$  y  $H_{crit} > 27$  cm, y las cua-

les pueden ser de interés para el trabajo experimental. El análisis del comportamiento dinámico del CC-1 permitió comprobar el cumplimiento de los principales criterios de seguridad para diferentes regímenes de trabajo del mismo.

La realización de este volumen de trabajo exigió la creación, desarrollo y ampliación de una biblioteca de programas de cálculo cuyos elementos fundamentales lo constituyen los programas de cálculos espectrales THERMOS, GRACE, SOPHIE, WIMS-D4, LEOPARD, programas de difusión y de transporte SNAP-3D, HEXAB-II-30K, DERAB-II-E, DOT-III, programas ingenieriles tipo BIPR y los programas de cálculo termohidráulicos RELAP4/MOD6, COBRA-3C, SLAP-DYN y DINAMICA.

La seguridad nuclear ha sido también apoyada por la aplicación de las técnicas de diagnóstico por ruido. La determinación del coeficiente de reactividad por temperatura del moderador permitió elaborar un método de monitoreo permanente de este parámetro, muy relacionado con la seguridad del reactor [3].

### III. IMPACTO RADIOLOGICO DE LA NUCLEOENERGETICA

En la actualidad un criterio determinante para el desarrollo de la nucleoeenergética en cualquier país lo representa el problema de la seguridad radiológica del personal, la población y el medio ambiente. Sin embargo, toda una serie de factores característicos de los emplazamientos seleccionados han requerido en estos años ser estudiados con rigor científico, teniendo en cuenta la magnitud de nuestro programa nucleoeenergético condicionado a las particularidades naturales y socioeconómicas del país [4].

Una tarea actual y de relevante significado práctico han sido las investigaciones de pronósticos sobre el impacto radiológico a la población cubana resultante de la explotación de sus futuras CEN. Los primeros trabajos en este campo se encaminaron a presentar un modelo de

cálculo de las tasas de dosis anuales a la población como consecuencia de los efluentes de gases y aerosoles radiactivos de las CEN [5]. Se elaboró sobre sus bases un programa para determinar las dosis individuales al organismo y la tiroides del hombre resultantes de la acción de los radionúclidos Kr-85, Xe-133, Sr-89, Sr-90, I-131 y Cs-137 [6].

Una atención particular en los estudios realizados sobre las dosis individuales y colectivas requirió la valoración de los coeficientes de dilución atmosférica en correspondencia con la teoría estadística de la difusión turbulenta de mezclas radiactivas. Los valores de estos coeficientes fueron establecidos en diferentes zonas de interés. Pudo comprobarse para el caso cubano también que para distancias cercanas a las CEN el factor principal lo ocupan las precipitaciones húmedas y que a medida que nos alejamos del foco de emisión aumenta el aporte de las precipitaciones secas.

Para la valoración de las dosis equivalentes efectivas se empleó la expresión:

$$HE = \sum_m W_m \cdot H_m = \sum_i Q_i \cdot R_i \cdot A_i \cdot G_i \quad (2)$$

donde  $W_m$  es el coeficiente de ponderación del riesgo a un determinado órgano  $m$  con relación a todo el organismo;  $H_m$  es la dosis equivalente en Sievert;  $Q_i$  es la actividad expulsada del radionúclido  $i$  en Bequerelios;  $R_i$  es el coeficiente de dilución en  $\text{seg}/\text{m}^3$ ;  $G_i$  es el coeficiente dosimétrico; y  $A_i$  caracteriza el contacto del hombre con el medio contaminado, que es un parámetro no considerado en otros modelos de cálculo. Fueron tomados en cuenta, además, el tipo de radiación, el objeto contaminado (superficie terrestre, aire), la vía de incorporación de radionúclidos y el efecto de la irradiación sobre el organismo y los tejidos.

Pudo comprobarse que la dosis de irradiación externa debida a los aerosoles radiactivos y de irradiación interna por inhalación no representan ningún aporte significativo a la dosis total que recibe el individuo, así como que las mayores dosis durante el funcionamiento normal de la CEN (ver figura 1) se producen como resultado de los gases nobles radiactivos de la fisión (Kr-88, Xe-135 y Xe-133, fundamentalmente). Sin embargo, con el aumento de la distancia el aporte más significativo a la dosis corresponde a la irradiación externa resultante de los aerosoles radiactivos que se precipitan y contaminan la superficie terrestre (Cs-137 y I-131, principalmente).

Teniendo en cuenta que la población puede recibir un aporte significativo [7] a la dosis mediante el consumo de productos alimenticios contaminados con aerosoles radiactivos, principalmente lácteos, obtenidos o cultivados en el entorno de la central, se llevará un estricto control radiológico de ellos durante la explotación normal de la CEN.

Al mismo tiempo, los niveles de radiactividad de las descargas residuales líquidas de la CEN con VVER-440 son en tres órdenes inferiores en comparación con los

efluentes gaseosos, por lo que su aporte a la dosis es insignificante y por tanto despreciable en nuestras valoraciones [8].

Las dosis individuales estimadas para personas situadas en los límites de la zona de protección alrededor de la CEN (ver tabla 3), para regiones de posible desarrollo prospectivo nucleenergético en Cuba indican por sus resultados riesgos realmente insignificantes a la luz del conocimiento actual sobre el efecto de las radiaciones a bajas dosis.

Los estudios de pronóstico sobre el impacto radiológico de nuestras futuras instalaciones nucleares seguirán desarrollándose y perfeccionándose en los próximos años, no solo para precisar sus resultados con los obtenidos de la vigilancia radiológica ambiental durante la explotación de nuestros reactores, sino también con el fin de contribuir a fundamentar los límites permisibles de emisión de efluentes gaseosos y aerosoles radiactivos en los documentos regulatorios cubanos para la energética nuclear.

#### IV. CONTROL RADIOLOGICO AMBIENTAL

El objetivo fundamental del sistema de control radiológico ambiental se dirige a establecer la línea base o fondo cero que describa los niveles medios de radiactividad en el país para poder evaluar su variabilidad y distribución en el tiempo y el espacio, y a evaluar la carga radiacional de la población de las zonas bajo estudio para su comparación con las dosis por radionúclidos expulsados por las futuras instalaciones nucleares del país durante su funcionamiento.

Los resultados de las mediciones [9-11] ilustran cómo la potencia de dosis gamma y los niveles de radiactividad (ver tablas 4 y 5) en diferentes zonas de estudio son bajos y que estamos en presencia de zonas normales, solo afectadas por las precipitaciones radiactivas globales.

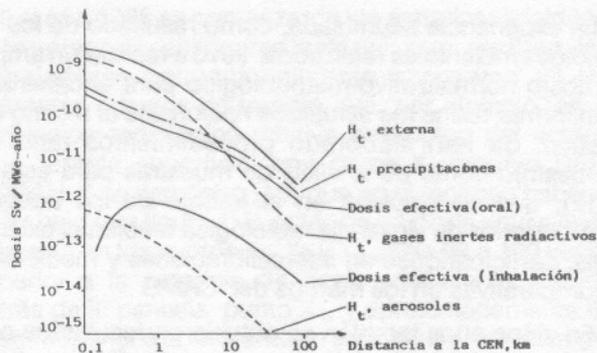


Figura 1  
Niveles de dosis de irradiación como resultado del funcionamiento normal de la CEN.

Tabla 3  
Dosis individuales y magnitud del riesgo en los límites de la zona de protección de la CEN

Zonas estudiadas	Dosis, Sv/MWe-año	Riesgo*, 1/año
Región sur-central (CEN de Juraguá)	2,21.10 <sup>-10</sup>	6,6.10 <sup>-9</sup>
Región norte-oriental	6,09.10 <sup>-10</sup>	1,8.10 <sup>-8</sup>
Región norte-occidental	2,24.10 <sup>-10</sup>	6,7.10 <sup>-9</sup>

\*Considerando un coeficiente de riesgo igual a 10<sup>-2</sup> /Sv, una potencia eléctrica de 4 GWe y un coeficiente de utilización de la capacidad eléctrica instalada igual a 0,75.

Tabla 4  
Mediciones de potencia de dosis realizadas en emplazamientos de futuras instalaciones nucleares cubanas

Estación	Potencia de dosis μ.H/h		
	RSS 111	NB-3201	TLD (LIF)
H-1	5,50 ± 0,10	6,10 ± 0,1	-
H-2	7,50 ± 0,10	8,70 ± 0,1	-
H-3	5,40 ± 0,10	5,20 ± 0,1	-
H-4	4,00 ± 0,10	4,30 ± 0,1	-
H-5	5,20 ± 0,10	5,70 ± 0,1	-
J-1	5,50 ± 0,10	5,20 ± 0,2	-
J-2	5,00 ± 0,10	5,80 ± 0,1	-
J-3	5,60 ± 0,10	5,30 ± 0,1	-
J-4	4,90 ± 0,10	4,60 ± 0,1	-
E-1	4,60 ± 0,10	-	8,2 ± 0,1
E-4	6,10 ± 0,10	-	6,1 ± 0,3
E-16	6,40 ± 0,10	-	6,4 ± 0,6
E-22	6,30 ± 0,10	-	6,3 ± 0,3

Tabla 5  
Niveles de radiactividad ambiental en una zona de interés

Radionucleido	Medio	Concentración en la zona 1986-1988, mBq/g o mBq/l		Datos de la literatura, mBq/g o mBq/l
		Valor medio	Intervalo de variación	
Sr-90	Suelo	1,9	0,4 - 5,5	5 - 34
	Pasto	1,5	0,4 - 6,5	5 - 34
	Aguas	2,6	0,5 - 5,9	18 -130
	Leche	27	15 -71	40 -300
Cs-137	Suelo	10,2	3 - 34	0,1 - 114
	Aguas	4	-	0,7 - 2
K-40	Suelo	238	40 - 430	100 - 700
Ra-226	Suelo	22,8	9 - 50	10 - 50
Th-232	Suelo	24,3	15,50	7 - 50

De la tabla se deduce que los valores medios y los intervalos de variación característica de la zona se encuentran en los rangos reportados en la literatura para regiones sin alteraciones del fondo radiactivo ambiental.

La experiencia acumulada, como resultado de los estudios ambientales realizados, llevó a realizar un amplio trabajo normalizativo-metodológico para encaminar y uniformar todos los esfuerzos nacionales al mismo objetivo. Se han elaborado procedimientos tanto de muestreo como de análisis de muestras para este fin [12], que se emplean en el trabajo de los actuales laboratorios de vigilancia radiológica ambiental existentes, participándose en intercalibraciones y mediciones comparativas en los marcos del CAME.

En estos años también se obtuvieron resultados concretos en el estudio del comportamiento físico-químico de diferentes radionúclidos ( $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{95}\text{Nb}$  y  $^{144}\text{Ce}$ ) en el agua de mar y en la zona de mezcla de las aguas pluviales con el agua de mar. Además, fueron determinados los coeficientes de distribución de los radisótopos antes mencionados para muestras de sedimentos marinos tomadas de la costa norte de Cuba [13].

Estos procedimientos y resultados permitieron establecer la base metodológica para continuar investigaciones con otros radisótopos a fin de predecir la distribución de estos en el sistema marino. Su importancia es de particular interés si se tiene en cuenta que nuestras centrales electrónicas serán enfriadas por agua de mar.

En la actualidad se cuenta además con 52 póstas radiológicas en el sistema de control radiológico del medio ambiente, que no están incluidas en los planes preoperacionales de las instalaciones nucleares. El tratamiento estadístico de los resultados en cada posta se realiza analizando sus fluctuaciones temporales y en el supuesto de que estos puestos serán tomados como referencia al producirse cualquier alteración provocada por el funcionamiento de las instalaciones u otra causa cualquiera.

A modo de ilustración se muestra el comportamiento en el tiempo del nivel medio de la actividad detectada en una estación de muestreo (ver figura 2). Las fluctuaciones detectadas se deben a que el valor de la magnitud evaluada es comparable con el límite de detección del método, utilizándose en el análisis de las posibles tendencias del comportamiento de estas magnitudes el test de Mann-Kendall.

## V. CONTROL DOSIMETRICO DEL PERSONAL

La limitación de las dosis individuales y su control se encuentran entre las medidas principales que se establecen internacionalmente para garantizar la protección radiológica de los trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes.

En nuestro país el método de control dosimétrico individual externo más empleado es la dosimetría fílmica, empleando cassetas con filtro de cobre y plomo para la determinación de las radiaciones gamma y X en el inter-

valo energético de 10 KeV a 3 MeV, con el uso de películas RD3-4 de la firma ORWO.

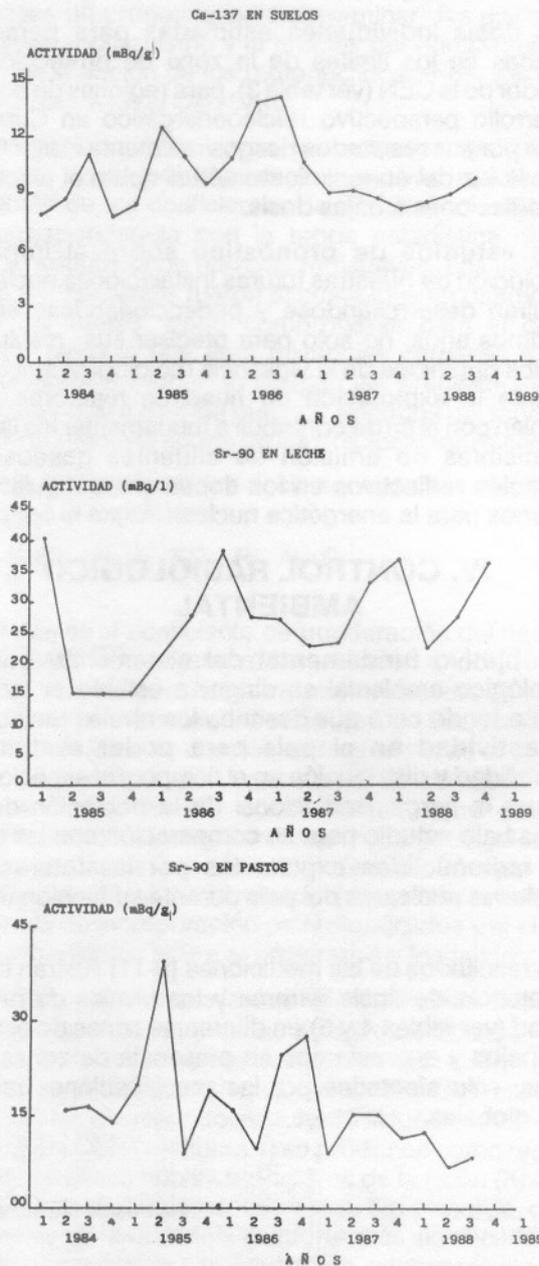


Figura 2  
Nivel medio de la actividad detectada de Cs-137 (en suelos) y Sr-90 (en leche y pastos) en una estación de muestreo.

Uno de los principales trabajos desarrollados en el campo de la dosimetría fílmica lo ha constituido la determinación experimental del proceso de desvanecimiento (*fading*) de la información dosimétrica registrada en las películas de este tipo en las condiciones climáticas de nuestro país [14]. Los resultados demostraron (ver figura 3) que para diferentes dosis de irradiación (50 mR, 250 mR, 500 mR y 2 R) con una fuente de cobalto 60 y para diferentes condiciones de conservación, el desvanecimiento principal ocurrió dentro de los primeros

15 días y en lo adelante hasta los 90 días la variación en la densidad óptica de las películas fue inferior al 15% y, por tanto, no considerable. Este resultado permitirá en un futuro valorar la frecuencia óptima de cambio.

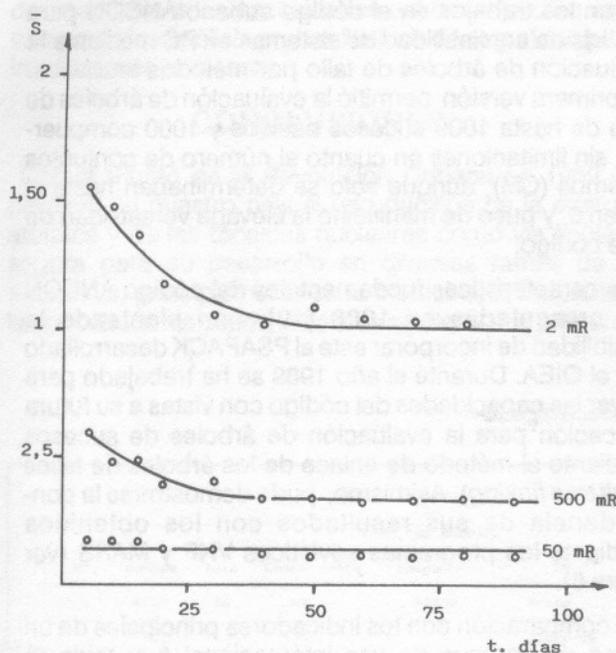


Figura 3

Desvanecimiento de la información de la película dosimétrica ORWO RD3-4 en condiciones de laboratorio ( $T = 26^{\circ}\text{C}$  y  $H = 75\%$ ) con diferentes dosis de irradiación.

Los resultados de las investigaciones en 1979-1983 [15] demostraron que los grupos de trabajadores con mayor riesgo de exposición son por orden los de braquiterapia, medicina nuclear y rayos X diagnóstico. Al respecto, es necesario decir que la dosis media anual de un trabajador ocupacionalmente expuesto en nuestro país no sobrepasa en dicho período el 10% del límite de dosis permisible, coincidiendo estos valores con los obtenidos en 1988 cuando solo 13 trabajadores sobrepasaban la dosis de 15 mSv.

También se le ha prestado atención en nuestro país al control dosimétrico interno del personal que puede incorporar al organismo radionúclidos debido a su trabajo con fuentes abiertas. Para ello se ha desarrollado y montado el método para la determinación de la contaminación interna por yodo 131 que se emplea directamente en los hospitales, con la utilización del mismo equipamiento empleado en las captaciones de yodo radiactivo. La actividad mínima detectable con este método es de 200 Bq. Además en los últimos tres años se han montado los métodos para la determinación y control de tritio, carbono 14, azufre 35 y fósforo 32 en muestras biológicas. Las investigaciones en esta dirección alcanzarán mayor desarrollo aún a partir de 1990 en que nuestro país, mediante un proyecto de asistencia técnica del OIEA, dispondrá de un contador corporal con cámara blindada.

En el año 1988 se comenzaron los estudios dirigidos a determinar la carga radiacional que reciben los trabajadores ocupacionalmente expuestos en los diferentes puestos de trabajo. Así, por ejemplo, en la evaluación radiológica relativa al empleo del equipo para terapia superficial con rayos X, modelo DERMOPAN-2 se demostró [16] que en el régimen habitual de trabajo (ver figura 4) la potencia de dosis equivalente existente en los puntos  $X_2$ ,  $X_3$  y  $X_4$  es de 90 a 100 veces superior a la potencia de dosis equivalente medida detrás de la pantalla, punto  $X_1$ , y aproximadamente 60 veces superior a la existente en el punto  $X_5$ . Actualmente en nuestro país se ha introducido como método también para el control dosimétrico del personal, la dosimetría termoluminiscente, que se encuentra en estado de experimentación en algunas entidades usuarias antes de su empleo a nivel nacional.

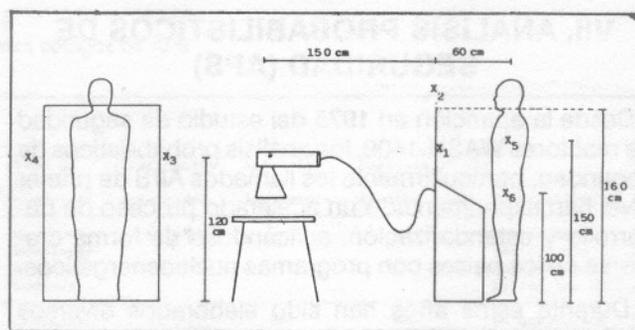


Figura 4

Potencia de dosis en los puntos seleccionados.

## VI. DOSIMETRIA BIOLÓGICA

Partiendo de las recomendaciones del OIEA fue realizada [17] la evaluación dosis-respuesta *in vitro* en linfocitos de sangre periférica humana y confeccionada la curva de calibración, correspondiente a la irradiación corporal total. La curva obtenida se comparó con la de otros países como el Reino Unido, Italia, URSS y Japón y no se observaron diferencias sustanciales entre estas. La ecuación que describe el número de dicéntricos por cada 100 células quedó expresada por:

$$Y = 3,8 D + 4,5 D^2 \quad (3)$$

La determinación de ácidos nucleicos totales en leucocitos de sangre periférica (ANTLSP) se inició analizando las cifras bases de este indicador en humanos no expuestos por su ocupación laboral a las radiaciones ionizantes [18]. El estudio se realizó en 410 personas clínicamente sanas, las cuales fueron sometidas a exámenes complementarios de laboratorio, a fin de verificar su adecuado estado de salud y establecer correlaciones entre la determinación de ácidos nucleicos y los otros parámetros. Los resultados demostraron la inexistencia de diferencias significativas entre los grupos de edades escogidas y también que la distribución de frecuencia en ambos casos fue normal.

Experimentalmente también se halló la relación dosis-respuesta del efecto de las radiaciones ionizantes utilizando el criterio ANTLSP en ratas. El rango de cifras normales obtenido fue 1,30-5,5 mg/100 ml de sangre y la curva dosis-respuesta en irradiación gamma quedó descrita por la expresión:

$$Y = 55,38 - 45,31 (0,78) \log D \quad (4)$$

En el estudio se correlacionó además los ácidos nucleicos con una batería de análisis complementaria que permitió establecer el status fisiológico de los animales.

Actualmente se continúa trabajando en el desarrollo de estas dos técnicas biológicas para determinar la dosis absorbida en casos de sobreexposición humana a las radiaciones ionizantes.

## VII. ANALISIS PROBABILISTICOS DE SEGURIDAD (APS)

Desde la aparición en 1975 del estudio de seguridad de reactores WASH-1400, los análisis probabilísticos de seguridad, particularmente los llamados APS de primer nivel han experimentado un acelerado proceso de desarrollo y estandarización, aplicándose de forma creciente en los países con programas nucleoeenergéticos.

Durante estos años han sido elaborados diversos códigos para la realización de estos análisis, fundamentalmente con máquinas computadoras grandes (MF-Mainframe computer). Existen versiones para computadoras personales (PC-Personal Computer), pero con posibilidades de análisis limitadas.

En Cuba la actividad en torno a los APS ha ido transitando gradualmente de la capacitación del personal en los fundamentos teóricos de la metodología hacia su aplicación práctica y el desarrollo de nuestras propias herramientas de cálculo. Desde fines de 1987 se iniciaron los trabajos en el código cubano ANCON para análisis de confiabilidad de sistemas en PC mediante la evaluación de árboles de fallo por métodos analíticos. Su primera versión permitió la evaluación de árboles de fallo de hasta 1000 sucesos básicos y 1000 compuertas, sin limitaciones en cuanto al número de conjuntos mínimos (CM), aunque solo se determinaban hasta el orden 6, y puso de manifiesto la elevada versatilidad de este código.

Las características fundamentales del código ANCON 1,0 presentadas en 1988 [19], han planteado la posibilidad de incorporar este al PSAPACK desarrollado por el OIEA. Durante el año 1989 se ha trabajado para elevar las capacidades del código con vistas a su futura aplicación para la evaluación de árboles de sucesos mediante el método de enlace de los árboles de fallos (*fault tree linking*). Asimismo, pudo demostrarse la concordancia de sus resultados con los obtenidos mediante los programas soviéticos VNF y MARS (ver figura 5).

En comparación con los indicadores principales de un grupo de códigos de uso internacional (ver tabla 6) ANCON contempla diferentes opciones y posibilidades que están presentes por separado en los códigos más avanzados en este campo.

Recientemente se concluyó una nueva versión con mayores posibilidades de procesamiento [20]. El desa-

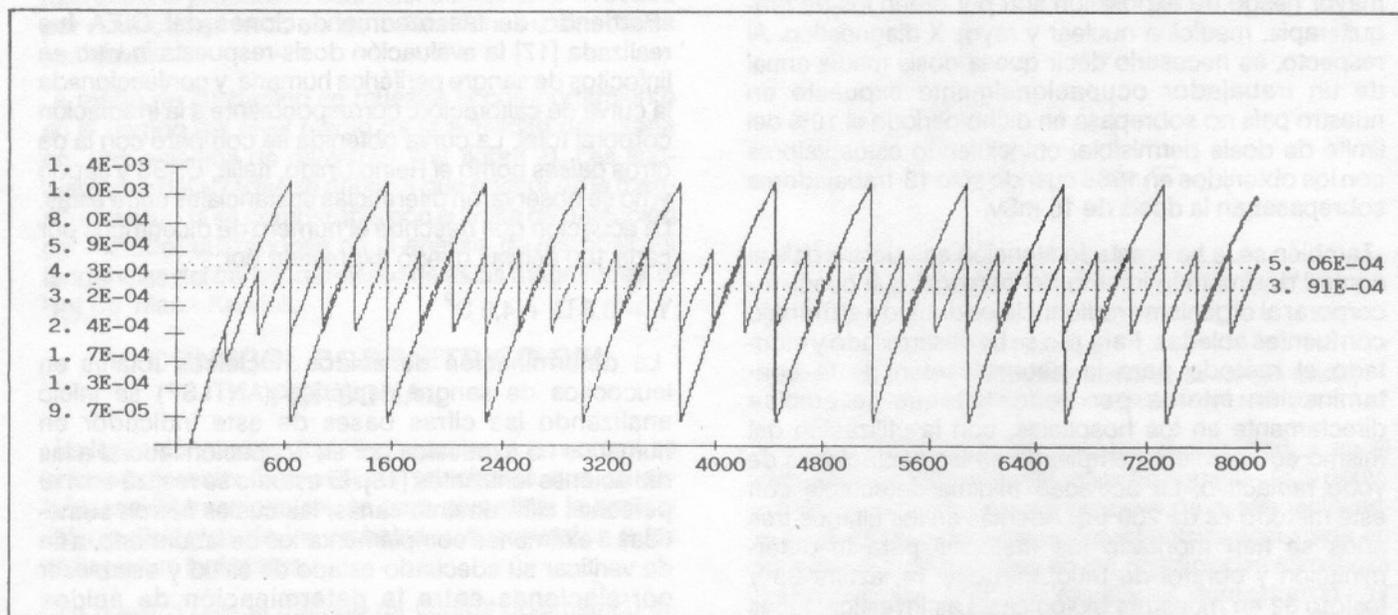


Figura 5

Gráfico comparativo de las curvas de indisponibilidad instantánea para las estrategias de pruebas concentradas y distribuidas por los canales disponibles durante las pruebas.

rollo de los códigos de APS en PC resulta una necesidad actual dadas las facilidades que podrían derivarse del empleo de estos medios de cómputo para la creciente difusión de estos análisis. En esta dirección el código cubano ANCON es una realidad que puede dar respuesta a las necesidades del desarrollo en este campo de los análisis probabilísticos de seguridad para instalaciones nucleares.

## CONCLUSIONES

Con el triunfo de la Revolución Cubana en 1959 se propició en nuestro país el uso pacífico de la energía atómica y de las técnicas nucleares como vía fiable y segura para su desarrollo en diversas ramas de la economía, principalmente en la medicina, la industria y la agricultura. Ya desde entonces se dieron los primeros

pasos en esta dirección, creándose en los años 70 las condiciones para el ulterior desarrollo en esta esfera, comenzándose por la preparación de profesionales y técnicos en este campo, las investigaciones dirigidas a fundamentar el emplazamiento de nuestra primera CEN, así como el establecimiento de criterios básicos de diseño para el seguro funcionamiento de nuestras futuras instalaciones.

En la década del 80 se fortaleció sustancialmente el trabajo en el campo de la seguridad nuclear y la protección radiológica; el énfasis fundamental fue dirigido a crear las bases organizativas, materiales, normalizativas y regulatorio-metodológicas, junto a los esfuerzos examinados a garantizar la calidad de los trabajos en la CEN. Todo ello culminó en 1987 con la constitución del sistema cubano de supervisión estatal de la seguridad

Tabla 6  
Características de diferentes códigos de APS

No.	Nombre	País	Tipo de Computadora	No. de sucesos básicos y compuestos	Total de CM	Graficación del árbol	Tipo de cálculos numéricos	Graficación de resultados	Análisis de impotencia	Análisis de sensibilidad	Observaciones
1	FTAP	EU	MF	>1000	Hasta varios millones	No	No. Puede acoplarse a otros códigos	No	No	No	Uno de los códigos más potentes para hallar los CM
2	FRANTIC	EU	MF	Hasta 1000 básicamente. Puede extenderse.	-	No	Indisponibilidades instantáneas	Sí	No	No	No genera los CM
			PC	"	-	No	"	No	No	No	Hay que darlo como entrada
3	SETS	EU	MF	Hasta 8000 entre sucesos y puertas.	Hasta varios millones	No	Indisponibilidades medias	No	No	No	Posiblemente el código más potente para análisis de secuencias accidentales
4	RALLY	RFA	MF	Hasta 1500 componentes y 2000 puertas	-	No	Indisponibilidades instantáneas	-	Sí	No	Usado para el "Estudio Alemán de riesgos de CEN".
5	ORCHARD	GB	PC	-	-	Sí	En puntos aislados del tiempo	No	No	No	
6	RELTREE	Suecia	PC	-	-	Sí	Indisponibilidades instantáneas	Sí	Sí	No	
7	SALP-PC	CEE*	PC	-	-	No	Indisponibilidades medias	No	No	Si	
8	PSAPAK	OIEA	PC	Hasta 5000 sucesos básicos	Hasta 30 000	Sí	Indisponibilidades medias	No	No	No	Usar el editor de árboles de fallo del código ORCHARD.
9	ANCON	CUBA	PC	Hasta 5000 sucesos básicos y 5000 compuertas	Prácticamente ilimitado	Sí	Indisponibilidades medias e instantáneas, puntos aislados del tiempo	Sí	Sí	Sí	El procesamiento es en círculo cerrado**

\* Centro de Investigaciones ISPRA

\*\* Las diferentes opciones de cálculo numérico y graficación pueden combinarse de forma sucesiva y en el orden deseado, hasta agotar el análisis de confiabilidad del sistema objeto de estudio.

de las instalaciones nucleares, el cual posee características propias y que conjuga el otorgamiento de licencias y permisos, la preparación del personal y las inspecciones con el control directo por la SEAN, como autoridad competente reguladora, sobre el personal, el ambiente y el nivel de seguridad de las instalaciones.

Lo anterior ha originado también en estos años la asimilación de los avances de la ciencia y la técnica en este campo de la seguridad nuclear y la protección radiológica. Tal y como hemos descrito en este artículo la dirección fundamental del trabajo científico ha estado encaminada a la obtención de resultados concretos, en líneas actuales a nivel internacional, que nos ha permitido comprobar y complementar los datos existentes sobre las características físico-neutrónicas y termohidráulicas de nuestros reactores; contar con otras variantes de cargas combustibles no contempladas por el proyecto de la CEN y optimizar su uso; determinar criterios de seguridad para diferentes regímenes de trabajo del reactor; estudiar los factores principales que influyen en el impacto radiológico a la población, comprobándose el insignificante riesgo que resulta de la explotación normal de nuestras futuras instalaciones nucleares; comprobar los bajos niveles de radiactividad ambiental existentes en nuestro país; demostrar los grupos de trabajadores de mayor riesgo radiológico por su actividad ocupacional; desarrollar los métodos de dosimetría biológica; y elaborar los códigos de análisis probabilísticos de seguridad con posibilidades al nivel de los más avanzados en este campo.

Los resultados nos permiten concluir que nuestro país se encuentra en condiciones de garantizar la seguridad de su programa de desarrollo nuclear con el rigor internacionalmente exigido. Ello ha requerido la existencia en la SEAN de un área con una infraestructura material y humana, capaz de garantizar la seguridad nuclear y la protección radiológica, la cual resulta cada vez más fortalecida con una concepción clara y precisa de sus objetivos.

Nuestra experiencia, aunque modesta aún, augura que un país como Cuba pueda plantearse un programa

nuclear autóctono para su desarrollo con bases sólidas que garanticen su seguridad.

## BIBLIOGRAFIA

- [1] MILIAN LORENZO, D., QUINTERO ROSELLO, R., Nucleus 3 (1987) 15.
- [2] Final Report Temporal International Colective TIC, Volumne 1, Akademiai Kiado, Budapest, Hungría (1985).
- [3] AGUILAR, O., Report KFKI, 40/G, Budapest, Hungría (1986).
- [4] BILBAO ALFONSO, A. V., Ciencias Técnicas 5, La Habana, Cuba (1979)59.
- [5] BILBAO ALFONSO, A. V., Ciencias Técnicas 1 (1977)75.
- [6] RODRIGUEZ RODRIGUEZ, J. M., PADRON, M. A., Proc. Conf. CAME Prot. Rad. Explotac. CEN, Vilnius, URSS, Libro 5 (1982) 112.
- [7] BREJO MARTINEZ, E., CARDENAS LEIVA, G., Resúmenes de la Jornada Científica X Aniversario SEAN, Editorial Academia, La Habana(1989) 51.
- [8] Proyecto Técnico CEN Juraguá, Teploelectroproyecto, Leningrado, URSS, Tomo XI (1981).
- [9] JOVA SED, L., QUEVEDO GARCIA, J. y otros, Nucleus 1 (1986) 15.
- [10] ABDALA, R., NODA, R. y otros, Resúmenes de la Jornada Científica Aniversario SEAN, Editorial Academia, La Habana (1989) 47.
- [11] AVILA MORENO, R., CRUZ RODRIGUEZ, O. DE LA y otros, Resúmenes de la Jornada Científica X Aniversario SEAN, Editorial Academia, La Habana (1989) 47.
- [12] Guías Metodológicas, CPHR-MA01-87, CPHR-MA02-87, CPHR-MA03- 89, CPHR-MA04-87, CPHR-MA05-87.
- [13] JOVA SED, J., SHUMILIN, E. N. y otros, Radiojimia 4 (1987) 554.
- [14] GARCIA MONTOJO, A., GUERRA TORRES, M. y otros, Resúmenes de la Jornada Científica X Aniversario, Editorial Academia, La Habana (1989) 50.
- [15] QUEVEDO GARCIA, J., MORENO CARBONELL, C., Simposio Progresos Dosimetría Individual e Irradiación Externa, Berlín, RDA (1985) 156.
- [16] BETANCOUR HERNANDEZ, L. A., MORALES MONZON, J. A. y otros, Resúmenes de la Jornada Científica X Aniversario SEAN, Editorial Academia, La Habana (1989) 46.
- [17] GARCIA LIMA, O., JOHNSON MAYETA, J. y otros, Nucleus 4 (1988) 20.
- [18] NUÑEZ DE VILLAVICENCIO, J. A., MORERA CARILLO, M. L. y otros, Resúmenes de la Jornada Científica X Aniversario SEAN, Editorial Academia, La Habana (1989) 22.
- [19] RIVERO OLIVA, J., Taller OIEA sobre evaluación de árboles de sucesos y de fallos, Sofía, Bulgaria (1988).
- [20] NAPOLES BROTONS, J., Taller OIEA sobre análisis de confiabilidad y evaluaciones probabilísticas de la seguridad, Eger, Hungría (1989).