



Idefonso IRUN REVEST es licenciado en C. Físicas por la Universidad de Madrid y diplomado en la especialidad de Protección Radiológica por el centro nuclear de Harwell (UKAEA). Estuvo adscrito al departamento de Protección Radiológica de la JEN desde 1969, pasando a la Central Nuclear de Vandellós I en mayo de 1971 como Jefe del Servicio de Protección Radiológica, puesto que ostenta en la actualidad. Ha sido Presidente de la Sociedad Española de Protección Radiológica, es socio de la Sociedad Nuclear Española, colabora como profesor en cursos de la especialidad impartidos por el Instituto de Estudios de la Energía y, actúa como Coordinador del Grupo de Protección Radiológica de AMYS.

# CARACTERISTICAS Y BALANCE RADIOLOGICOS DE LA EXPLOTACION

I. IRUN – F. J. GONZALEZ

## INTRODUCCION

El tema de este artículo se ha elegido expresamente de una amplitud que abarca la totalidad de los aspectos radiológicos de la explotación de la Central Nuclear de Vandellós I, por perseguir como principal objetivo del trabajo el de reflejar con suficiente representatividad la significancia radiológica de la central, evaluada a través de los quince años de explotación.

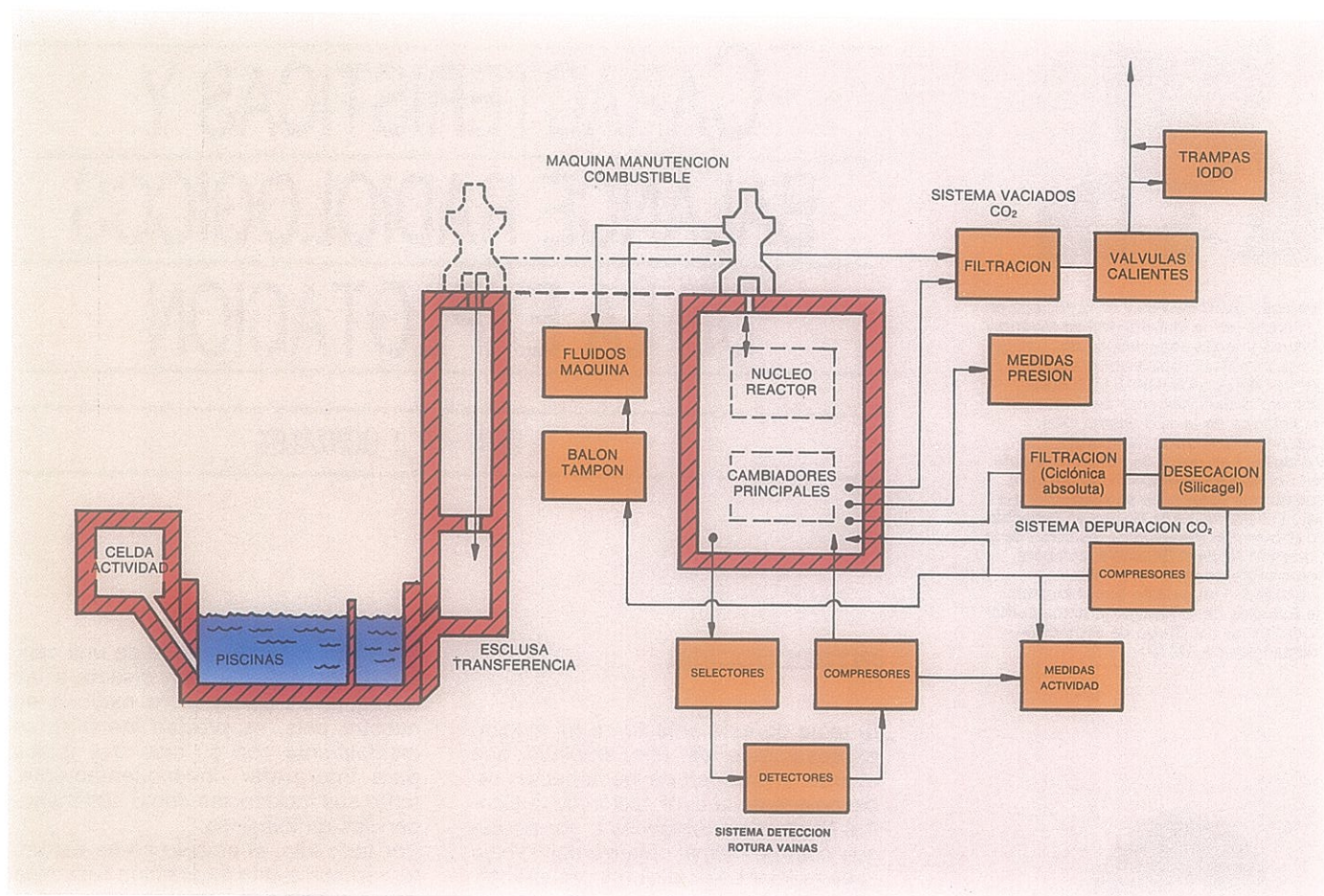
Por otra parte, al tratarse de una central de concepción bien distinta a las de agua, en abrumadora mayoría en nuestro país, es preciso identificarse mentalmente con su diseño y época para interpretar consecuentemente, tanto sus incidencias como sus menudencias radiológicas.

Por todo ello, el artículo se ha estructurado como una exposición resumida de las principales características radiológicas en los quince años 1972-1986, diferenciados en los temas específicos

*Vista general de la Central*



Francisco José GONZALEZ TARDIU es licenciado en C. Físicas por la Universidad Autónoma de Barcelona y diplomado en Ingeniería Nuclear y en Protección Radiológica por el Instituto de Estudios Nucleares. Se incorporó en 1983 a la Central Nuclear de Vandellós I, en donde ocupa el puesto de Subjefe del Servicio de Protección Radiológica, con titulación específica del CSN. Es socio de la Sociedad Nuclear Española y de la Sociedad Española de Protección Radiológica, en las que ha participado con la presentación de diversos trabajos.



**FI** Circuitos del combustible irradiado y de gas carbónico

de mayor interés y resaltando aquellos aspectos que la experiencia ha llevado a considerar como más relevantes.

## CARACTERISTICAS GENERALES

Las principales características generales a resaltar de este tipo de central, consideradas desde el enfoque radiológico que nos ocupa, son las siguientes:

- Combustible de uranio metálico no enriquecido, en vaina de magnesio-circonio, con alma de grafito.
- Circuito primario de refrigeración del núcleo del reactor, de CO<sub>2</sub> en fase gas.
- Estructura integrada de reactor y cambiadores de calor en el recinto de contención (recinto de presión de hormigón, de 5 a 7 m de espesor) con estanqueidad interna de acero. Inaccesible en funcionamiento.
- Dispositivo de mantenimiento del combustible para recarga en continuo, con el reactor a potencia, por acoplamiento de la máquina en los pozos de la losa superior del recinto del reactor previstos al efecto. Ope-

raciones de mantenimiento, totalmente automatizadas.

- Sistema de vigilancia permanente de detección de rotura de vainas en el núcleo del reactor, con localización de canales.
- Sistema de descontaminación (esencialmente en Cesio) del agua de las piscinas de almacenamiento de combustible irradiado y celda caliente de sobreestuchado de elementos combustibles, para el caso de rotura de vainas en aquéllas con un tiempo prolongado de almacenamiento (radionucleidos de vida corta, decaídos).
- Instalaciones y medios asociados de descontaminación del material ligado a las revisiones y procesos operativos.
- Dosis absorbidas en explotación, muy bajas en general.

## ESQUEMA RADIOLOGICO GENERAL

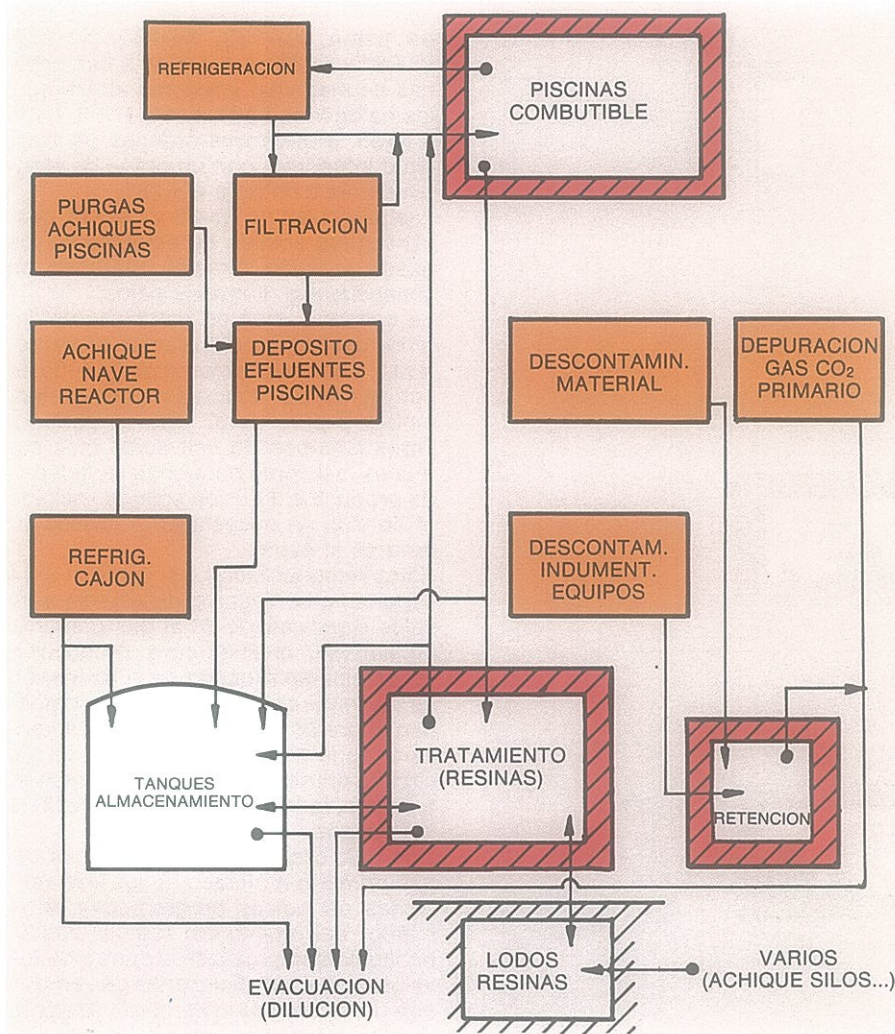
En la figura I se representa el reactor y el conjunto de circuitos asociados del combustible y del gas carbónico de re-

frigeración. De éstos, los exteriores al cajón consisten en sistemas de filtración y depuración del gas (deseccación); detección de rotura de vainas; circuitos del dispositivo de mantenimiento del reactor; circuitos auxiliares de medidas físicas y de radiactividad del gas, y circuitos de vaciado del cajón y del sistema de mantenimiento.

En total, estos sistemas suponen, en régimen normal de funcionamiento, una masa de 200 toneladas de gas en el cajón, con un caudal de recirculación interna de nueve toneladas por segundo, y un caudal de circulación externa para los circuitos asociados de alrededor de 20 Kg/segundo, habiéndose suprimido en 1980, por obturación, dos vías de filtración de gran caudal por haberse evidenciado como innecesarias en la práctica.

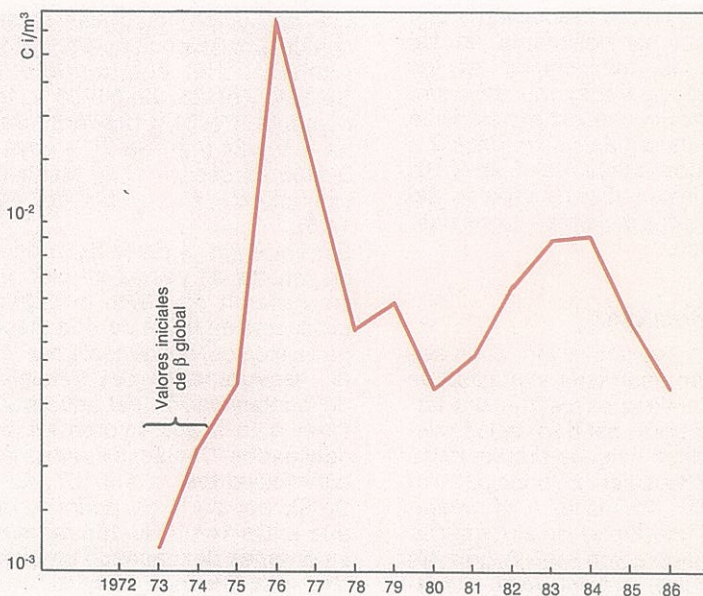
La figura II representa los circuitos de agua ligados al almacenamiento de combustible irradiado y a los sistemas de tratamiento de efluentes radiactivos líquidos.

En este caso, se resalta que la planta de tratamiento de efluentes, por desmineralizadores selectivos de Cesio, está diseñada, en principio, para la descontaminación del agua de las piscinas



**F II** Circuitos de agua de piscinas y de efluentes radiactivos líquidos

**F III** Actividad volumétrica de cesio 137 en agua de piscinas



consiguiente a la ocurrencia esperable en ellas de roturas de vaina del combustible almacenado.

El volumen total de agua de las piscinas es de 1.315 m³, con una recirculación máxima de 320 m³/h para su refrigeración y reacondicionamiento en pH básico, y un caudal de filtración del agua de 80 m³/h. El caudal de tratamiento de descontaminación, en su caso, es de 5 m³/h.

Añadiendo a estos dos esquemas generales los sistemas de ventilación asociados a las zonas controladas y recintos del circuito del combustible irradiado, las unidades auxiliares de descontaminación de material e instrumental, y los residuos radiactivos sólidos generados, de los que se hablará más explícitamente, se completa esta panorámica radiológica de las instalaciones.

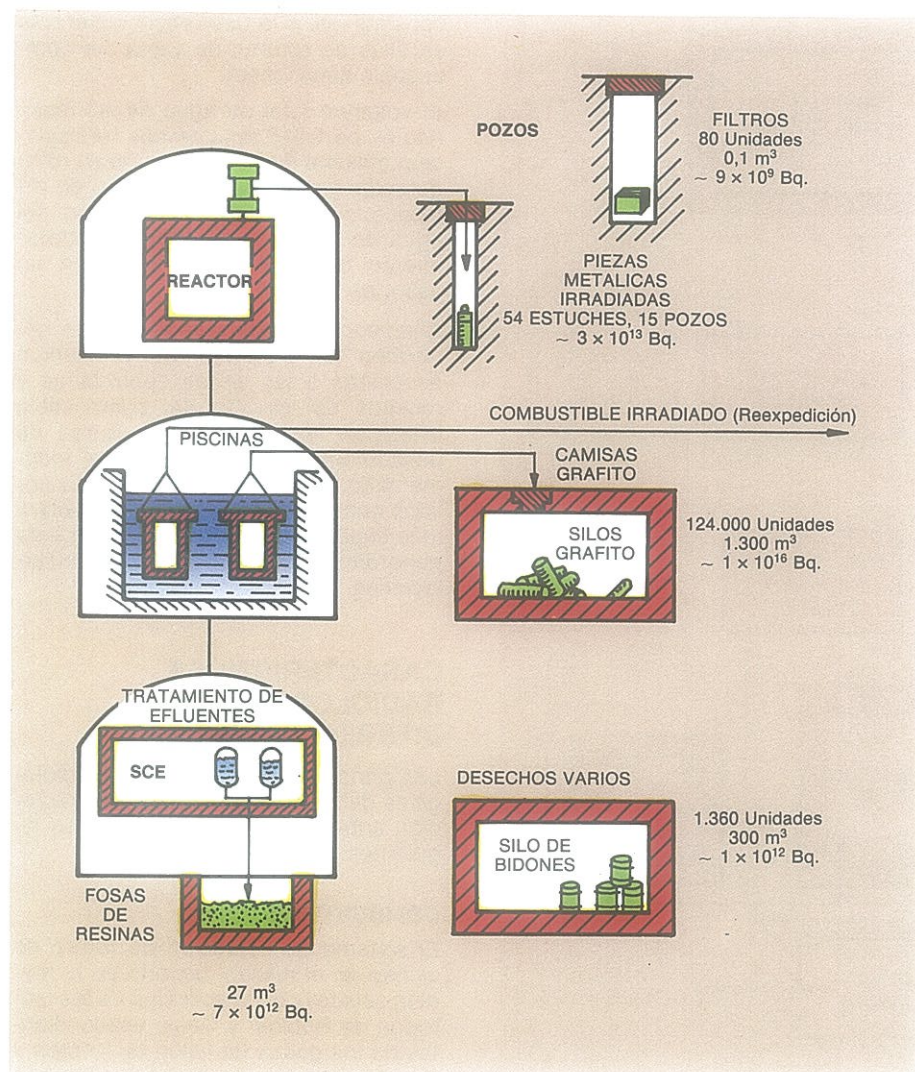
## CARACTERÍSTICAS RADIOLOGICAS DIFERENCIADAS

Las principales características radiológicas del conjunto de fuentes de radiación anteriormente citadas son las siguientes:

### COMBUSTIBLE

El sistema de detección de rotura de vainas en el núcleo, basado en la medida selectiva de la actividad de los isótopos de Rubidio y Cesio descendientes de los gases de fisión de Kriptón y Xenon, que es de una gran sensibilidad, unido al hecho de poder intervenir en el núcleo para la descarga de elementos combustibles con el reactor a potencia, permiten mantener el recinto del reactor sin contribución apreciable de productos de fisión. Hasta finales de 1986, se habían producido tan sólo tres roturas de vaina, cuyos elementos se detectaron y descargaron de inmediato.

Por otra parte, la reactividad química del uranio metálico, que produce reacciones exotérmicas de hidruación con el agua, contribuye, en el caso de inicio del contacto uranio-agua, a la progresión evolutiva del fenómeno de apertura franca de la vaina, aumentando en consecuencia el aporte de productos de fisión al agua de almacenamiento. Por ello debe detectarse cuanto antes el elemento dañado, para su estuchado estanco en la celda de actividad. No siendo posible la instalación en la piscina de combustible de un sistema de detección fijo e individualizado, como en el núcleo del reactor, por incompatibilidad con las necesarias manipulaciones y desplazamientos de material a realizar en ella, el muestreo



**FIV** Residuos radiactivos sólidos. Producción hasta final 1986

se realiza con medios móviles adaptables, resultando el proceso de una duración más prolongada.

Hasta finales de 1986 se habían detectado y estuchado 42 roturas de vaina de los 119.017 elementos combustibles almacenados hasta entonces, de los que 110.308 fueron reexpedidos después de un tiempo transitorio de almacenamiento, y los 8.709 son los remanentes a final del período.

En lo concerniente a neutrones, los procedentes del flujo del núcleo en funcionamiento, dado el gran espesor de blindaje del recinto del reactor y su gran geometría, sólo son detectables en zonas puntuales del exterior del cajón correspondientes al centro geométrico del núcleo y en el fondo de los túneles de alojamiento de los órganos de soplado del gas primario, dando flujos en zonas transitables bajos, en cualquier caso.

Aparte del cajón, los neutrones procedentes de las fisiones espontáneas del Uranio natural dan dosis inapreciables,

mientras los significativos son los procedentes de los elementos transuránicos formados con la irradiación y que se evidencian sensiblemente en las operaciones de manipulación de los contenedores de transporte del combustible irradiado, una vez extraídos de las piscinas (tasa neutrónica debida a fisiones espontáneas de  $2,26 \times 10^8$  n/s) siendo los neutrones rápidos del Cm-242 los contribuyentes significativos al respecto.

### CIRCUITO PRIMARIO

El O-19 y N-16 de activación, dada asimismo la gran geometría y longitud de circuitos, con tiempos de tránsito largos frente al corto período de los mismos, no originan ninguna problemática radiológica particular. El principal isótopo de activación es el A-41 procedente de las impurezas de aire del gas carbónico (activación del Argón-40) constituyendo el radionucleido representativo del circuito primario, que ca-

racteriza su actividad-gas. Otros gases de fisión, Xe-133, Xe-135, Xe-138, Kr-85m y Kr-88 se detectan a tres órdenes de magnitud inferiores al Argón, y los halógenos I-131, I-132, I-133, I-134 e I-135, a otros tres órdenes de magnitud inferiores, con un orden de magnitud más bajo para el I-131.

Las partículas de Rb-88 y Cs-138, descendientes sólidos no estables de los gases de fisión, también aparecen, en consecuencia, a niveles bajos.

La contaminación en partículas del interior del recinto del reactor se caracteriza fundamentalmente por el S-35 de activación de impurezas del grafito, emisor  $\beta$  puro de 87 días de período. Otros isótopos de activación más comunes, así como pequeñas cantidades de productos de fisión sólidos, incluido el Te-132, se encuentran a niveles inferiores al Azufre.

Estos radionucleidos, así como el C-14 esperable, no llegan a detectarse a niveles significativos en el gas primario. Finalmente, el H-3, cuya producción predominante procede de la activación de las impurezas de Litio que acompañan al grafito, Li-6 (n,  $\alpha$ ) H-3, caracteriza al agua de desecación extraída del circuito primario, el cual debe contener, a su vez, la fracción correspondiente a la fase gas.

Con todo ello, el vaciado al exterior del gas primario a efectos de las intervenciones periódicas programadas en el interior del recinto del reactor puede, habitualmente, realizarse dentro de los valores de especificaciones de vertidos con un lapso de pocas horas desde la parada del reactor, tan sólo limitado en este corto período de tiempo por el decaimiento previo del A-41, de 1,8 horas de período.

### CIRCUITOS DE AGUA DE PISCINAS

Los productos netos más característicos de activación asociados al almacenamiento del combustible son el Sb-124, Sb-125, Zb-Nb-95 y, transitoriamente, Na-24 procedente de la vaina - Mg-24 (n,p) Na-24 - cuya contribución es escasa si se mantiene suficientemente alto el pH del agua (> 11,5).

Sin embargo, a partir de la ocurrencia de roturas de vainas en piscinas, que se iniciaron en 1976, el espectro de productos de fisión de vida media y larga ha sido definitivamente predominante, necesiándose del tratamiento de descontaminación del agua para mantener ésta a sus valores radiológicos adecuados. Destacan como principales contribuyentes el Cs-137, Cs-134 y Sr-90, por su largo período, mientras que el Ce-144 y Ru-106 se mantienen en órdenes de magnitud inferiores gracias a la filtración mecánica del agua de piscinas que tienen en estos pro-

## T I

### NIVELES RADIOLOGICOS MAS REPRESENTATIVOS DE LA CN VANDELLOS I

| Lugar de Intervención                    | Niveles irradiación (mSv/h)    |                                  | Contaminación superficial separable (Bq/m <sup>2</sup> ) |     |
|------------------------------------------|--------------------------------|----------------------------------|----------------------------------------------------------|-----|
|                                          | Habituales (Zona perma-nencia) | Máximos (puntuales lo-calizados) | Valores máximos (β - γ)                                  |     |
| Interior Cajón Reactor                   | 0,5-0,8                        | 5-10                             | 7,4                                                      | E 7 |
| Poste Mantenimiento, Máquina manutención | 0,01-1                         | 1.500                            | 7,4                                                      | E 7 |
| Esclusa Transferencia                    |                                |                                  |                                                          |     |
| Combustible                              | 0,1-0,5                        | 200                              | 7,4                                                      | E 6 |
| Tapones, pozos de carga                  | 0,01-0,1                       | 10                               | 7,4                                                      | E 6 |
| Compresores de CO <sub>2</sub>           | 0,1-0,3                        | 1                                | 6,7                                                      | E 6 |
| Turbosoplantes                           | F                              | 0,01                             | 6,3                                                      | E 6 |
| Piscina descamisado                      | 0,1-0,4                        | 20                               | 2,2                                                      | E 7 |
| Celda caliente (interior)                | 0,2-1,5                        | 20                               | 1,0                                                      | E 8 |
| Filtros agua piscinas                    | 0,05-0,2                       | 20                               | 4,8                                                      | E 7 |
| Refrigerantes piscinas                   | 0,1-0,5                        | 3                                | 6,7                                                      | E 7 |
| Castillos combustible                    |                                |                                  |                                                          |     |
| irradiado gamma                          | 0,02-0,2                       | 0,4                              |                                                          | F   |
| neutron                                  | 0,012-0,12                     |                                  |                                                          |     |
| Castillos camisas grafito                | < 0,5                          | 20                               |                                                          | F   |
| Desmineralizadores                       |                                |                                  |                                                          |     |
| tratamiento efluentes                    | ~ 1                            | 200-300                          |                                                          | F   |
| Silos de grafito (boca abierta)          | 0,05-1                         | 100-200                          |                                                          | F   |
| Silo de bidones                          | 0,1-1                          | 100                              |                                                          | F   |
| Descontaminación material                | < 0,01                         | 0,03                             |                                                          | F   |
| Manipulación indumentaria contaminada    | < 0,01                         | 0,03                             |                                                          | F   |

Contaminación ambiental Valores β-global inferiores a 40 Bq/m<sup>3</sup> en: acceso o interior cajón reactor, P. Mantenimiento Máquina y Celda caliente. Unidad descontaminación indumentaria. FONDO habitual en la nave de piscinas, de < 1 Rq/m<sup>3</sup> en partículas, < 1,5 × 10<sup>4</sup> Bq/m<sup>3</sup> en gases nobles + tritio y < 2,5 × 10<sup>-3</sup> Bq/m<sup>3</sup> en alfa. Halógenos, no detectables.

Hasta el momento, todos los residuos radiactivos de la central se han almacenado en el propio emplazamiento y sin ningún tipo específico de acondicionamiento. Está actualmente en curso la preparación de un plan de gestión de residuos que prevea su acondicionamiento y evacuación futura.

## EFLUENTES RADIOACTIVOS

Las emisiones de efluentes, gaseosos y líquidos, se han representado respectivamente en las figuras V y VI en valores de actividad anual (recalculados en su caso retrospectivamente con los criterios de contabilización más representativos actuales) y desglosando los grupos de interés.

En el caso de vertidos gaseosos, las variaciones son correlacionables fundamentalmente con el contenido de A-41 en el gas y con las tasas medias de pérdidas diarias del mismo, parámetros ambos sujetos a las variaciones que imponen las paradas de central con renovación del gas primario. Las proporciones diferenciadas, por otra parte, de halógenos y partículas en el grupo correspondiente, pueden cifrarse en el 60 y el 40 % respectivamente, como promedio indicativo.

De los contribuyentes como halógenos, I-131, I-132, I-133, I-134 e I-135, el primero se encuentra a un orden de magnitud inferior a los demás.

La estimación de Tritio-vapor se realiza, a partir de 1981, en base a los contenidos de humedad del gas.

En lo que concierne a los efluentes líquidos, el Tritio es representativo, como ya se ha indicado, del agua procedente de la desecación del gas primario. La evolución de sus valores anuales va ligada, en consecuencia, a la de la aparición de fugas de paneles del cambiador principal, y su disminución en los últimos años, al hecho de retener dicho efluente en depósitos complementarios a efectos de decaimiento del S-35. En cuanto a mezclas globales, los picos iniciales de 1974 y 1976 se debieron a purgas continuas de los circuitos de agua de piscinas en el primer caso y al inicio de aparición de roturas de vaina en el segundo. La proporción de los distintos radionucleidos en los efluentes es variable dependiendo del estado particular del agua de piscinas en cuanto a roturas de vainas y filtración. A título indicativo, las contribuciones relativas más significativas pueden llegar a ser del 35 % en S-35, 21 % de Sr-90, 18 % de Cesio-137 y 5 % de Cs-134; en donde se ve el orden de prioridad una vez disminuidos los cesios por el tratamiento de descontaminación selectivo.

Con la finalidad de situar a la CNV-I en

ductos una mayor eficiencia de retención.

Son detectables así mismo los emisores α de uranio y transuránidos que en orden decreciente son: Pu-238 + Am-241; Pu-239 + Pu-240; Cm-242 Cm-244 y en valores significativamente menores U-238 y U-235. Cabe señalar, no obstante, que globalmente la actividad de los emisores alfa es tres órdenes de magnitud inferior a la actividad de las emisiones beta.

En la figura III se representa la evolución, a lo largo de la explotación, de la actividad de Cesio-137 en el agua de piscinas, como indicador radiológico característico de la misma.

## NIVELES RADIOLOGICOS REPRESENTATIVOS

En la Tabla I se han resumido los niveles de irradiación, contaminación superficial y contaminación ambiental más representativos de las zonas practicables de las instalaciones. Si bien pueden observarse algunos valores

puntuales altos, son muy localizados y se transcriben a título informativo.

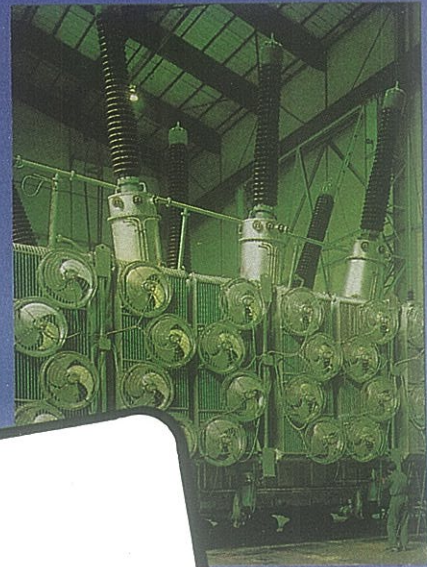
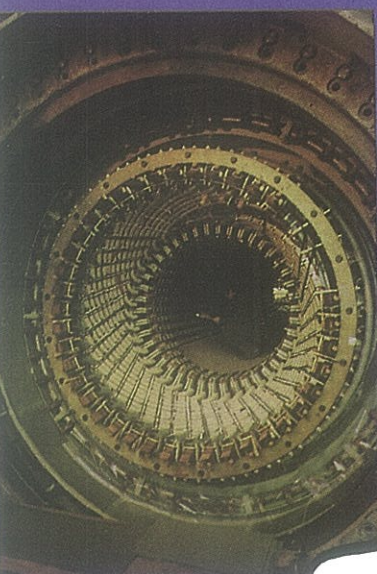
En general, los valores representativos de acumulación de dosis, que son los promedios habituales, son muy asequibles, no incidiendo en la práctica en restricciones limitativas de permanencias, más que ocasionalmente.

## RESIDUOS RADIOACTIVOS SOLIDOS

Si bien los trabajos en general dan lugar a residuos varios similares a los de otras instalaciones nucleares, los más representativos de la explotación, las camisas de grafito ligadas a la renovación permanente de combustible, son característicos de este tipo de central, y llevan incorporado el estribo con hilos de acero fuertemente irradiado en el reactor, en Cobalto-60.

En la figura IV se indican las cantidades producidas de los diferentes desechos hasta finales de 1986, con una idea gráfica de su naturaleza y procedencia.

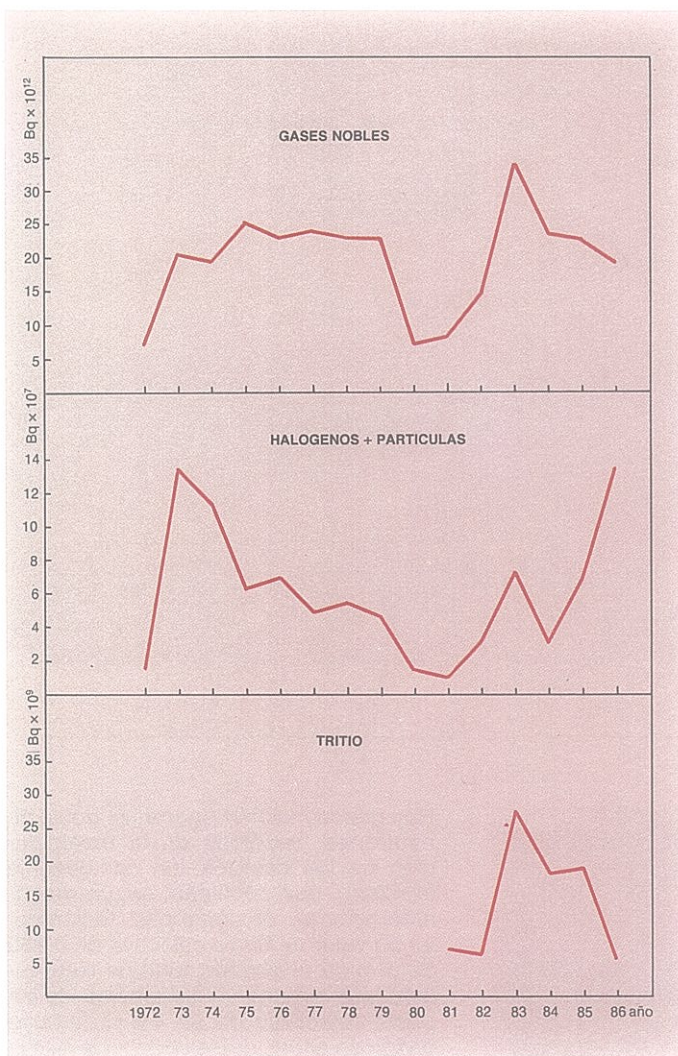
# Desde 1929 en cabeza del desarrollo Industrial en España



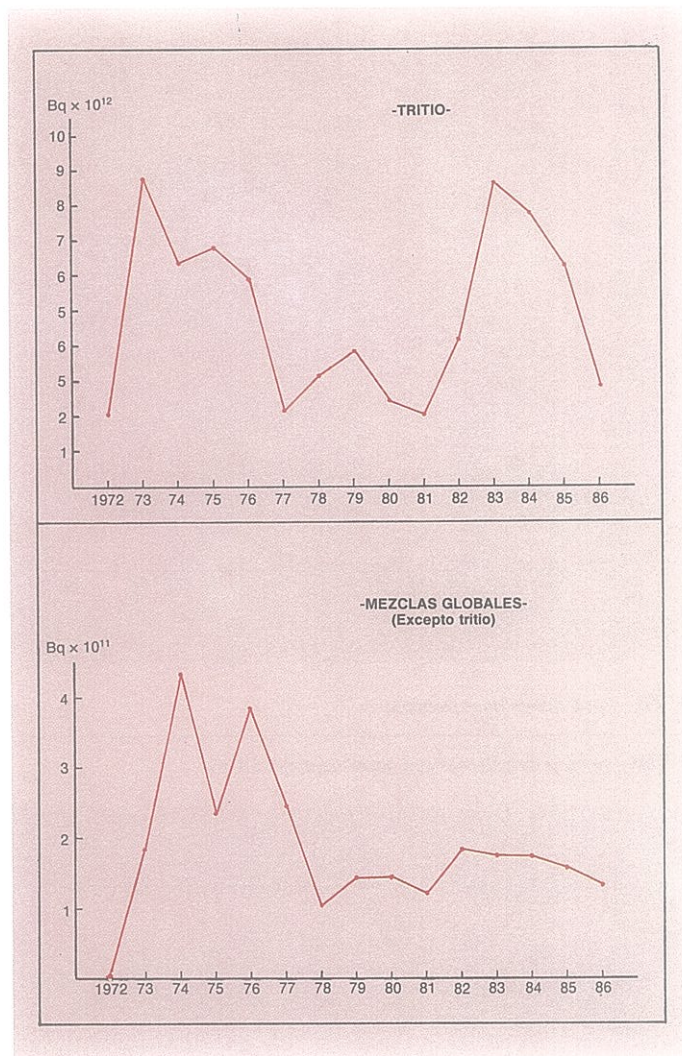
**CONSTRUCTORA DE EQUIPOS  
ELECTRICOS, S. A.**

con licencias GENERAL ELECTRIC C<sup>o</sup> U.S.A

## Desde 1986 un nuevo nombre para la Empresa líder en Equipos Eléctricos



**FV** Efluentes radiactivos gaseosos



**FVI** Efluentes radiactivos líquidos

el contexto de las demás centrales nucleares en el tema de la emisión de efluentes, se han analizado los índices globales normalizados de efluentes en Ci/MW.año, obtenidos a partir de los datos publicados en los Informes semestrales del CSN referentes a los últimos años. De este análisis se deduce claramente que la CN Vandellós I produce unos índices de emisión en efluentes gaseosos totalmente comparables e incluso menores a las modernas centrales y que, con respecto a efluentes líquidos, se sitúa en índices también muy bajos en valor absoluto, aunque mayores en este caso a los de las centrales LWR, en mezclas globales, y en valores similares a ellas en tritio (el vertido de efluentes se realiza en este caso al medio marino).

## DOSIMETRIA PERSONAL

Es este, el aspecto más resaltante de la explotación de la central, debido a los muy bajos valores de dosis corpo-

ral que produce, que se sitúan incluso por debajo de los que se manejan como objetivos ALARA en las centrales modernas. A ellos contribuye, básicamente, el diseño específico con refrigeración por gas y la relativa simplicidad, en consecuencia, de circuitos auxiliares. Las mayores dosis relativas van asociadas a las entradas al recinto de contención del reactor, o a circunstancias o trabajos concretos, siendo otra característica propia la del escaso número de personal de contrata necesario para las revisiones.

Todo ello queda reflejado en cifras absolutas en las figuras VII, VIII y IX, que se complementan con los comentarios siguientes:

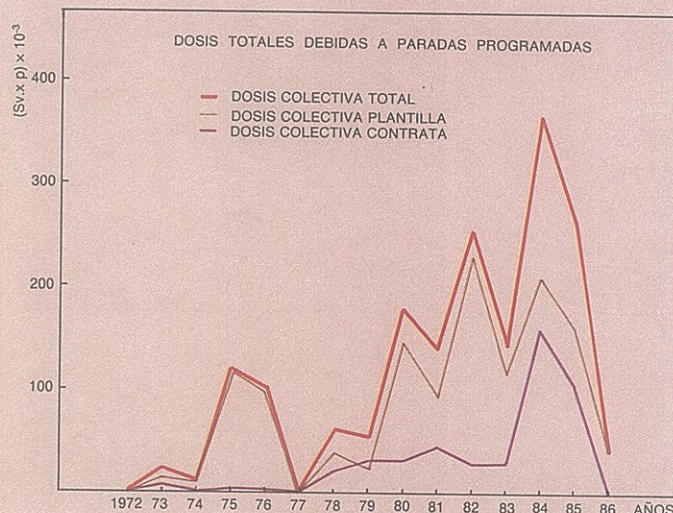
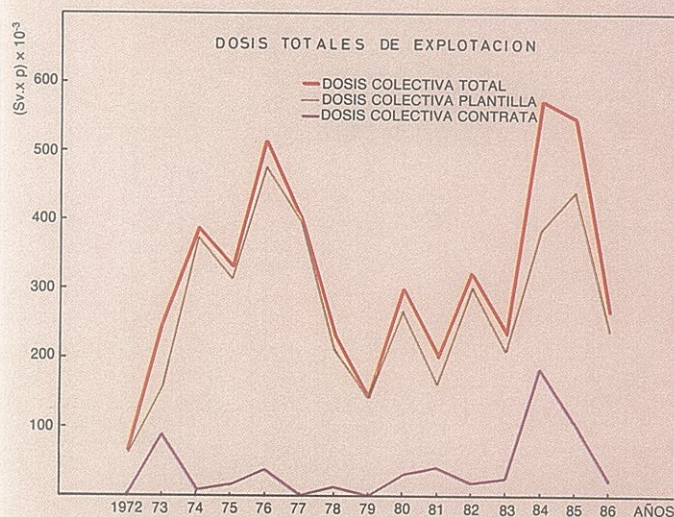
Las dosis se reciben, en su mayor parte, por el personal de plantilla. Las dosis anuales de valores más altos han sido debidas, al comienzo de la explotación, a intervenciones en la piscina de descamisado del combustible, por la influencia de trozos de hilos

irradiados procedentes del cizallamiento de los estribos de las camisas, hasta la modificación del método. En el año 1976, por la existencia de niveles de contaminación del agua de piscinas muy altos como consecuencia de las primeras roturas de vaina acumuladas.

En 1980, por los trabajos de obturación de tuberías de filtración, en el interior del cajón. En 1984-85, por trabajos de sustitución de carenados también en el interior del cajón del reactor.

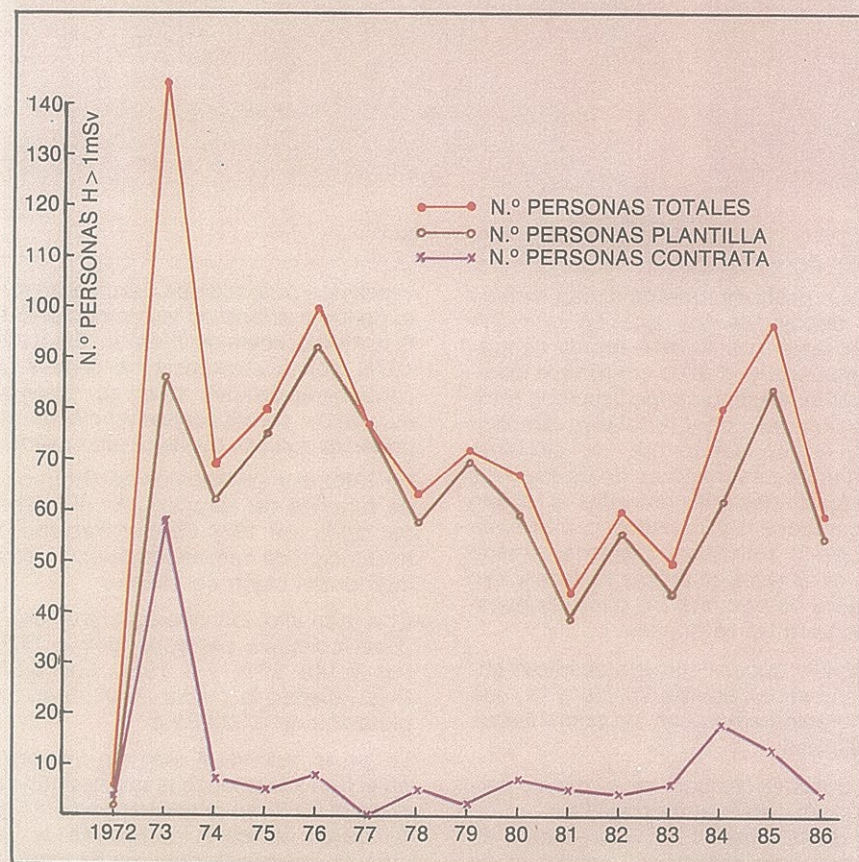
Con todo ello, los valores extremos de dosis colectiva corresponden a 1979, con 0,146 Sv.p, y a 1984, con 0,570 Sv.p., siendo la media anual de la explotación de 0,328 Sv.p.

La dosis individual máxima integrada en el período total de la explotación supone el 20 % de la correspondiente totalización debida a los Límites de Dosis y la dosis individual media (contando sólo el personal con dosis superiores a 1 mSv), es inferior al 6 % de aquella totalización.



**F VII** Dosis totales de explotación

**F VIII** Número de personas con dosis mayores de 1mSv



Hay que mencionar aparte las dosis de neutrones, recibidas en la manipulación de los castillos del combustible irradiado, que se sitúan, según reconsideraciones dosimétricas recientes, en un valor de dosis colectiva de 0,230 Sv.p. para el período total de explotación, que supone un incremento de las dosis colectivas de un 4,8 %, y cuyo desglose anual, que evidencia la correlación con el número de castillos preparados, se incluye en la figura X. Por otra parte, las dosis debidas a paradas programadas suponen un 38 % de la total, en media, con un máximo del 80 % en 1982.

Dichas dosis se reparten en un 46 % por mantenimiento; un 25,5 % por protección radiológica, acondicionamiento de efluentes y residuos, y descontaminación-limpieza; un 11,5 % por instrumentación, control y ensayos (de las cuales un 2,5 % corresponde a trabajos de inspección gammagráfica); un 5 % por operación, y un 12 % por manipulaciones del combustible (4,5 % debido a dosis de neutrones). Del personal con dosis, un 70 % se sitúa en el rango de dosis individual inferior a 5 mSv/año; un 25 % entre 5 y 10 mSv/año; un 5 % entre 10 y 15 mSv/año y sólo algún caso (< 1 %) con dosis superiores a 15 mSv/año.

Ambos desgloses se han recogido de forma gráfica en la figura XI.

En definitiva, no se ha registrado durante todo el período de explotación de la central ningún sobrepasamiento de los Límites de Dosis, ni incidente con implicación radiológica significativa. No

ha habido tampoco ninguna "operación especial planificada" desde el punto de vista radiológico.

## IMPACTO RADIOLOGICO AMBIENTAL

Por ser este un aspecto que, aunque de gran trascendencia, ha sido ya divulgado en varias ocasiones, recordaremos sólo brevemente que el plan de vigilancia radiológica del medio ambiente de la central fue revisado y ajustado a los criterios establecidos en las Guías españolas de Seguridad Nuclear, a partir de 1983. Con un 40 % del entorno de los 30 km de radio como zona marítima, dicho plan se desarrolla a través de 34 puntos de muestreo (ocho en costas o mar) y teniendo en cuenta las zonas de solape con las centrales de Ascó y Vandellós II.

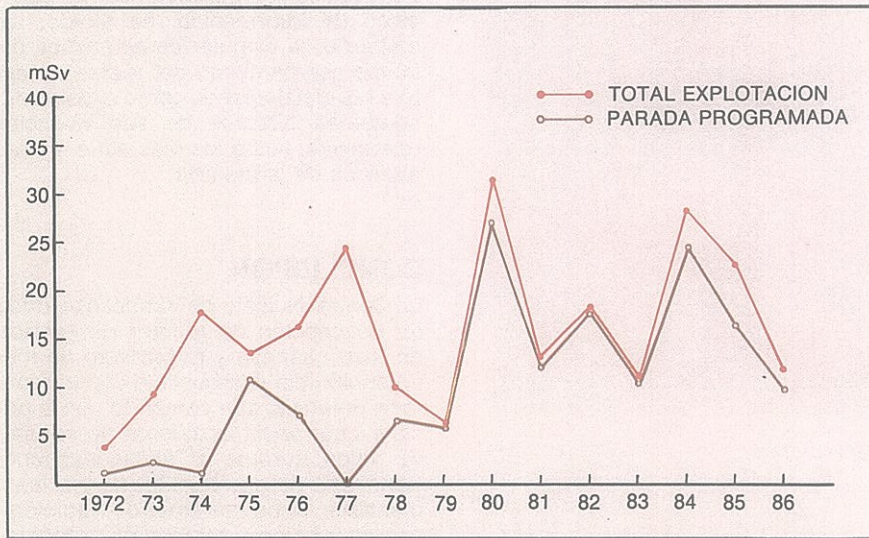
En su conjunto, los resultados obtenidos han sido sistemáticamente los correspondientes a la radiactividad natural *fall out* o valores inferiores a los límites de detección.

Desde 1985 se obtienen, además, con periodicidad mensual, evaluaciones de dosis comprometidas a la población, en base a programas de cálculo con los datos de efluentes y parámetros meteorológicos habidos realmente. Sus resultados se sitúan entre la centésima y la milésima parte de los valores ALARA-población manejados en la actualidad.

Por su significación, se acompaña, como única incidencia reseñable habida en la vigilancia radiológica ambiental en los quince años de explotación, un resumen de los valores de radiactividad detectados con ocasión del accidente de Chernobyl, entre el 30 de abril y 7 de mayo de 1986. En la figura XII, dichos valores se han agrupado en los obtenidos con respecto al aire atmosférico durante el paso de la nube y aquéllos otros que fueron objeto de medidas en diferido —realizadas en los laboratorios exteriores contratados— referidos así mismo a muestras de aire o a otras muestras de interés de suelos, aguas y alimentos.

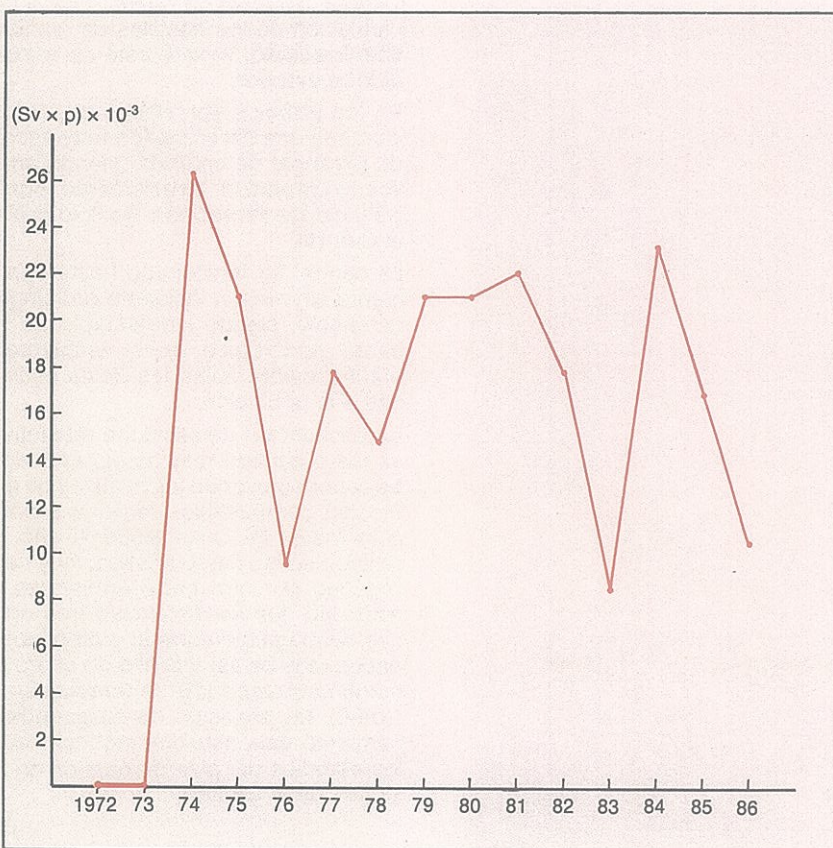
Como ya es conocido, las dosis integradas derivadas resultan insignificantes, si bien las variaciones puntuales detectadas llegaron a significar varias décadas.

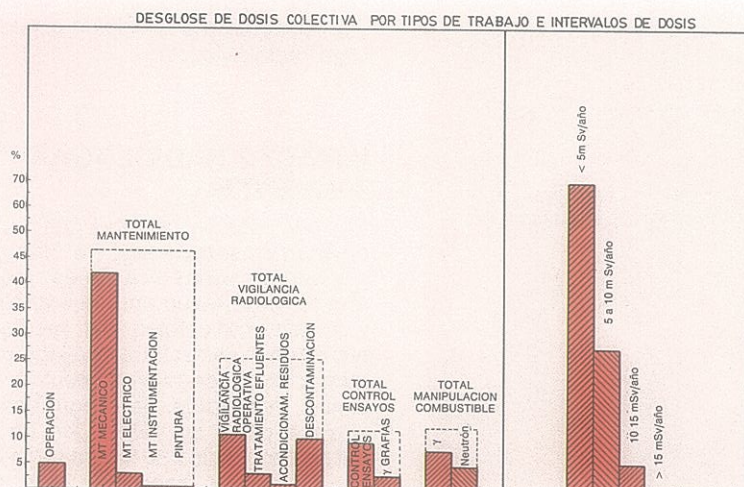
Para terminar esta panorámica, y a propósito del impacto radiológico, cuestión que se ha evidenciado siempre como una de las de mayor inquietud social, queremos mencionar la exhaustiva dedicación del propio personal de la explotación a la atención de los grupos de personal visitante, contribuyendo con ello, en el contexto del



**F IX** Dosis individual máxima

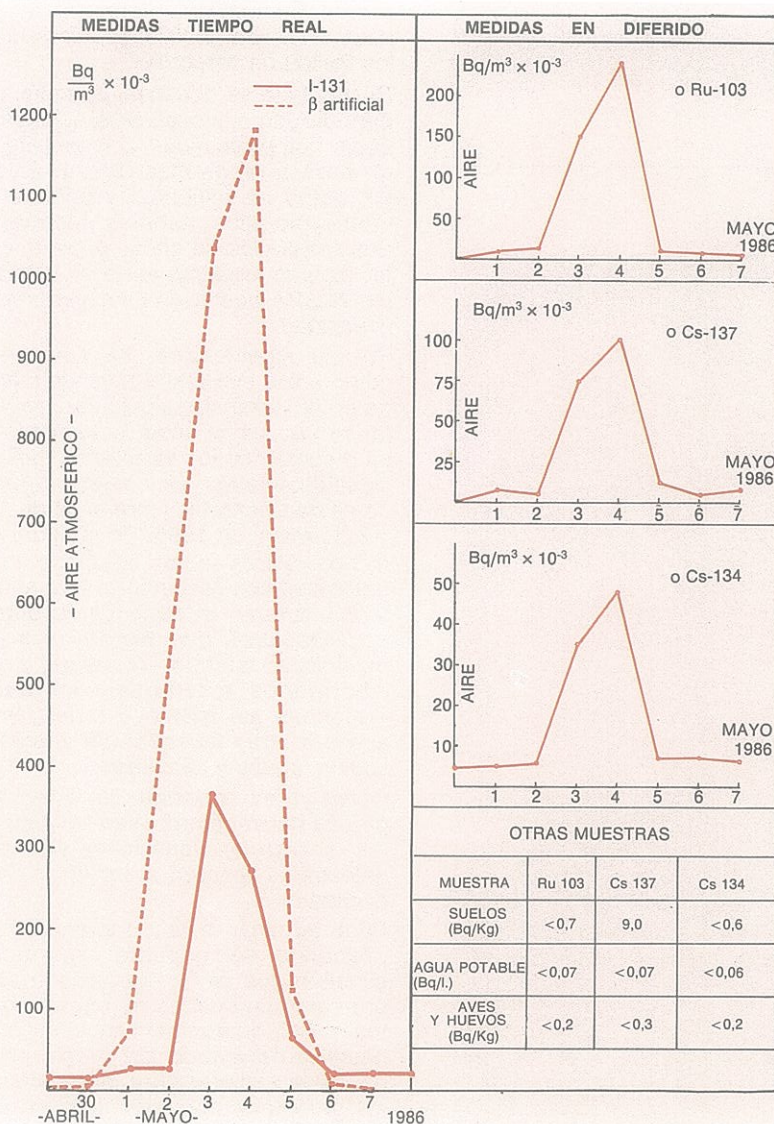
**F X** Dosis colectivas debidas a neutrones





**F XI** Desglose de dosis colectiva por tipos de trabajo e intervalos de dosis

**F XII** Detección de la radiactividad de Chernobil en CNV-I



esfuerzo general desarrollado en nuestro país al respecto, a una labor divulgativa que si bien se ha realizado invariablemente con los medios existentes desde el comienzo, sin un centro específico de información, ha tenido, sin embargo, la singular característica del íntimo acercamiento del visitante, tanto a las instalaciones como a los representantes directos de sus vivencias operativas, hasta los más altos niveles técnicos de la plantilla.

## CONCLUSION

La Central Nuclear de Vandellós I, dada su concepción de reactor refrigerado en fase gaseosa y la facilidad de mantenimiento del combustible con el reactor a potencia, aun contando con la posible ocurrencia ocasional de roturas de vaina durante el almacenamiento transitorio del combustible en piscinas, mantiene unos parámetros radiológicos muy bajos y totalmente comparables y aun menores a los obtenidos por la aplicación a la tecnología nuclear en general de los más recientes criterios de reducción.

Su significancia radiológica es, por ello, muy relevante, particularmente en lo que concierne a las muy bajas dosis al personal que conlleva su explotación, con un valor de Dosis Colectiva anual media de 0,344 Sv.p., incluyendo las debidas a neutrones rápidos por la manipulación de los castillos de combustible irradiado, ya que éste es reexpedido al exterior.

En los trabajos con riesgo de exposición hay una participación muy escasa de personal de contrata, siendo aquéllos controlados directamente por el Servicio de Protección Radiológica de la Central.

La central ha funcionado hasta el momento sin ningún incidente radiológico reseñable, siendo indetectable su impacto radiológico en el ambiente y prácticamente nulas las dosis estimadas a la población.

La producción de residuos radiactivos varios o del tipo resinas es, asimismo, baja, constituyendo las camisas de grafito del combustible, con una producción media de unas 8.500 al año, su residuo sólido característico, muy heterogéneo por otra parte en valores de actividad que se distancian tres órdenes de magnitud entre el grafito (actividades muy bajas) y el hilo de acero del estribo correspondiente (irradiación en Co-60). La previsión de su acondicionamiento está actualmente incluida en los estudios del plan de gestión de residuos de la Central.