

CUADERNOS PARA UNA HISTORIOGRAFÍA DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN ESPAÑA

LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN
LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS



CRÉDITOS

© Sociedad Nuclear Española

Edita: SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA (SNE)

Diseño y maquetación: Grupo SENDA

ISBN: 978-84-09-59230-2

HISTORIOGRAFÍA DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN ESPAÑA

La Sociedad Nuclear Española (SNE) y la Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR) editan esta publicación dirigida a sus socios, profesionales del sector, mundo de la docencia, historiadores y lectores interesados, que tiene como objetivo informar y divulgar la historia, la organización y el desempeño alcanzado en la Protección Radiológica (PR) en España.

Con este fin y para cubrir un campo del saber tan complejo y extenso que afecta a la ciudadanía y que involucra a la administración del estado, la medicina, la industria, los servicios y la docencia, en sus ámbitos públicos y privados, se ha recabado la participación de más de un centenar de profesionales que desempeñan o han desempeñado puestos de responsabilidad o que destacan o han destacado en su ejercicio.

La publicación en formato electrónico está articulada, primeramente, mediante cuadernos, con los artículos de los autores, que se irán incorporando a la misma atendiendo a las distintas áreas temáticas en las que se ha estructurado la publicación:

1. Introducción
2. Desarrollo histórico de la protección radiológica en España
3. Historia de la organización de la protección radiológica
4. Evolución de la regulación de la protección radiológica
5. La protección radiológica operacional en el sector industrial
6. La protección radiológica operacional en el sector sanitario
7. La protección radiológica ambiental.
8. La protección radiológica en accidentes y emergencias
9. Aspectos específicos de la protección radiológica en España.

Esta publicación electrónica está disponible tanto en la página web de la SNE como en la página web de la SEPR.

La Protección Radiológica en las centrales nucleares españolas

Las primeras CCNN españolas

Adrián Gonzalvo, Tomás Pérez y Francisco García Acosta. *Central Nuclear José Cabrera*

Francisco Mier. *Central Nuclear Santa María de Garoña*

Ildefonso Irún y Francesc Gonzalez i Tardiu. *Central Nuclear Vandellós I*

Introducción

Tras la conferencia de “Átomos para la Paz” (Eisenhower, EEUU, 1953), se construyeron y entraron en operación en el mundo las primeras centrales nucleares para la producción de energía eléctrica, con potencias todavía inferiores a los 500 MWe, las cuales se desarrollaron en el mundo occidental según diferentes tecnologías, siendo las más significativas las de los reactores de uranio enriquecido refrigerados por agua a presión (PWR) o por agua en ebullición (BWR) en EE.UU; las de los reactores de uranio natural y moderador de grafito refrigerados por gas (GCR) en el Reino Unido y Francia, y las de los reactores de uranio natural refrigerados por agua pesada (PHWR) en Canadá.

Estas centrales nacieron en el contexto de una protección radiológica incipiente a nivel internacional, pues con el uso de las radiaciones ionizantes tras los descubrimientos de los Rayos X (Röntgen, 1895), de la radiactividad (Becquerel, 1896) y de los primeros elementos radiactivos, polonio y radio (Pierre y Marie Curie, 1898), se crearon los primeros organismos internacionales preocupados por los efectos de las radiaciones ionizantes en el ser humano:

- Comisión Internacional de Unidades Radiológicas (ICRU), en 1925, como organismo normalizador, que estableció recomendaciones sobre las magnitudes a utilizar en las aplicaciones de las radiaciones y de la radiactividad y las primeras *unidades de medida* de las mismas.
- Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP), en 1928, que emitía sus Recomendaciones encaminadas a fomentar el progreso de la protección radiológica para el uso adecuado de las radiaciones en beneficio de la humanidad.

En este mismo contexto, en España, iniciado ya su desarrollo nuclear con la creación de la Junta de Energía Nuclear (JEN) en 1951 y promocionadas por el Ministerio de Industria, se instalaron por el sector eléctrico las tres primeras centrales nucleares, también de potencia inferior a los 500 MWe, que han constituido la “primera generación” de centrales nucleares en nuestro país, a saber:



Central nuclear José Cabrera

La central José Cabrera (CN Zorita), PWR de 160 MWe, situada junto al río Tago en el término municipal de Almonacid de Zorita en la provincia de Guadalajara, que inició su operación comercial en junio de 1968 y cesó su actividad productiva en abril de 2006, con una producción total de 36.515 Gwh. En febrero de 2010 se transfirió la titularidad a ENRESA para el desmantelamiento de la instalación.

La central Sta. M^a de Garoña (CN Garoña), BWR de 466 MWe, situada en el valle de Tobalina junto al río Ebro en la provincia de Burgos, que estuvo en operación desde mayo de 1971 hasta diciembre de 2012, con una producción de más de 133.000 GWh. En julio de 2023 se transfirió la titularidad a ENRESA para su desmantelamiento.



Central nuclear Santa María de Garoña

La central Vandellós 1 (CNV 1), GCR de 480 MWe, situada en la costa mediterránea en el municipio de Vandellós i L'Hospitalet de l'infant en la provincia de Tarragona, que estuvo en operación desde febrero de 1972 hasta octubre de 1989, fecha en la que se produjo un incendio en el aceite de una de las turbinas principales seguido de una inundación de agua de mar en los sótanos de la planta de turbinas y de la nave del reactor, que no tuvo repercusiones radiológicas en el emplazamiento de la central ni en el exterior pero condujo al final operativo del reactor, con una producción eléctrica total de 55.647 Gwh. En diciembre de 1997 se transfirió la titularidad a ENRESA para su desmantelamiento.



Central nuclear Vandellós 1

Implantación inicial de la Protección Radiológica

En cuanto a la Protección Radiológica (PR), las centrales nucleares españolas nacieron en el contexto legal de las “*Normas para la protección contra las radiaciones ionizantes*” establecidas en la reglamentación española en 1959 en base a las recomendaciones de la OECE (posterior OCDE), de la que España era miembro, y en las que a su vez se explicitaba tener en cuenta las *Recomendaciones* de la ICRP de 1958.

En ellas quedaban establecidos los primeros límites de dosis para la población laboral, de 5 rem/año y dosis total $D(\text{rem}) = 5 \times (\text{años de edad } N - 18)$; los límites para el públi-

co y la población en general; las concentraciones máximas permisibles en aire inhalado y en agua de consumo; la vigilancia radiológica y la señalización en las zonas controladas y vigiladas, y la obligatoriedad de formación del personal expuesto y de los reconocimientos médicos periódicos. Se establecían así mismo las unidades *Curio*, *rad* y *rem*, respectivamente para la *Actividad*, la *Dosis absorbida* y la *Dosis equivalente*, y el *Röntgen* como unidad de *Exposición*.

En este contexto, las primeras centrales fueron “pioneras” en España en la implantación práctica de la PR, con la particularidad de proceder de diferentes tecnologías entre sí.

La JEN actuaba como promotora de la protección radiológica en España a través de la Sección de Protección Radiológica del Departamento de Medicina y Protección y en el inicio de explotación de las centrales actuó también como organismo regulador a través de su Departamento de Seguridad hasta la creación posterior del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). Es a resaltar la vinculación permanente de las centrales de primera generación con la JEN en la temática de protección radiológica. Titulares de PR de las centrales pioneras realizaron estancias formativas o trabajaron allí mismo con antelación a la entrada en operación de las respectivas plantas.

La implantación inicial de la PR en las centrales pioneras se realizó así mismo en base a la vinculación y tutela de las empresas concesionarias, respectivamente *Westinghouse* para la central de Zorita y *General Electric* para la de Garoña, según la cultura americana, y *Électricité de France* (EDF) con el soporte del *Commissariat à l’Energie Atomique* (CEA) para la central Vandellós 1, según la cultura europea.

En las centrales de agua ligera la organización de PR se inició con escasez de medios, tanto humanos como de equipamiento. Concretamente, en la central de Zorita, con dos titulados medios y un ayudante con formación específica y el apoyo de la Sección de Radioquímica aunque todavía sin vinculación organizativa entre ambas; en la central de Garoña con un proyecto poco definido, con cuatro monitores técnicos preparados por la empresa y con un titulado superior para PR y otro para Química y Radioquímica procedentes de la JEN, con formación específica en la propia JEN, en el propio proyecto de la central, en los laboratorios de General Electric y en centrales térmicas en operación.

La PR era considerada por entonces como un servicio secundario de apoyo auxiliar a la operación (como una asignatura menor) con un esquema paradigmático en el sector eléctrico de centrales hidroeléctricas y térmicas de carbón con su consiguiente inercia para la asimilación de un tema tan novedoso y para la agilidad en su gestión. Fue ante las necesidades evidenciadas en la práctica de la explotación, como progresivamente fue cambiando este paradigma y fue reestructurándose la PR con la dotación de los medios necesarios.

Por otra parte, dada la máxima importancia nuclear y radiológica en la química del circuito primario de refrigeración del reactor en las centrales de agua, la PR quedó asociada en ellas con la Sección de Química-Radioquímica, que respaldaba los análisis de radiactividad en el laboratorio.

En la central de gas, tercera y última de ellas, exenta de la necesidad de una química específica del circuito primario al ser éste de gas CO_2 inerte y teniendo en cuenta que la propia EDF participaba con un 25 % en la propiedad de HIFRENSA (empresa explotadora de la central), el Servicio de PR se estructuró desde el comienzo como servicio propio dependiendo directamente de la Dirección de la central, formado por un titulado superior en física como Jefe del Servicio, procedente de la JEN, en donde trabajaba en PR en la Sección de Reactores-piscina y Radioquímica; por dos técnicos medios con formación específica; por auxiliares PR formados en la pro-

pia planta, y con un equipamiento adecuado de instrumentación incluyendo el laboratorio de medidas de radiactividad. Desde el principio del funcionamiento de la central, el Servicio se encargó de la operación de la Estación de Efluentes, del Taller de Descontaminación de Material y de la gestión y embidonado de los residuos tecnológicos varios compactables.



Dosímetro de película

En todas las centrales de primera generación se estableció el Manual de Protección Radiológica como documentación básica del Servicio, elaborado con el apoyo de las correspondientes empresas concesionarias y cotejado con la Sección de PR de la JEN.

Se colaboró en la elaboración del Plan de Emergencia Interior de la central, del que se realizarían posteriormente simulacros prácticos.

El primer Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) en el emplazamiento exterior de las dos primeras centrales fue contratado inicialmente con la JEN, aunque solamente se llevó a la práctica en la central CN Zorita.

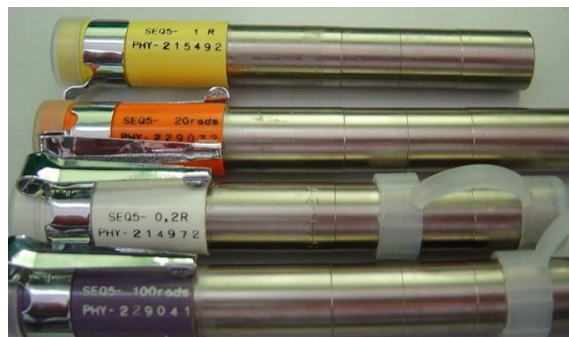
Las tres centrales concertaron inicialmente con la Sección PR de la JEN la dosimetría del personal expuesto, que se realizaba por el sistema de película sensible a las radiaciones revelada con periodicidad mensual. En la CN Garoña, pronto se complementaron con estilodosímetros de lectura directa.

Los estilodosímetros de lectura óptica, directa o indirecta, fueron utilizados de forma generalizada para la dosimetría operacional en tiempo real. Así mismo se desarrollaron los correspondientes formatos para el registro del Historial Dosimétrico Individual preceptivo, mantenido y archivado por el titular de la central durante todo el período requerido por la legislación.

Por entonces todavía no se habían establecido en España centros de asistencia sanitaria para irradiados y contaminados por la radiactividad, contando, según el caso, con los hospitales generales o los servicios médicos de la JEN.

En espera de la regulación y desarrollo de la gestión de residuos radiactivos de operación en nuestro país, los residuos se almacenaban en las respectivas plantas.

Tampoco se habían desarrollado los Planes de Emergencia Exterior civiles para accidentes nucleares afectando al exterior del emplazamiento de las centrales.



Estilodosímetros ópticos

Desarrollo y progreso de la protección radiológica

Contexto general

Cronológicamente las centrales nucleares pioneras se situaron en un período primigenio en el progreso y desarrollo de la protección radiológica a nivel internacional, pues durante aquellas primeras décadas de explotación, la disciplina progresó de forma muy significativa, tanto en lo conceptual como en lo técnico y normativo, conforme se iba avanzando en el conocimiento de las radiaciones y de sus efectos biológicos, en el progreso tecnológico en los medios de detección y medida y en el desarrollo de la informática. Ello conducía a la consiguiente necesidad de una progresiva renovación y adaptación de la protección radiológica de las centrales a los nuevos conceptos, técnicas y requerimientos normativos, también sin referencias previas a nivel nacional.

A lo largo de sus varias décadas de operación se produjeron las novedades y avances significativos que se comentan a continuación:

ICRU e ICRP emitieron sucesivas recomendaciones sobre el progresivo desarrollo de la PR. En particular, ICRU sobre las magnitudes radiológicas y la adopción de las nuevas unidades de medida en el Sistema Internacional, que fueron adoptadas en la reglamentación europea, e ICRP con el establecimiento de los “Principios básicos de Protección Radiológica”: *Justificación, Optimización y Limitación*. La optimización quedaba establecida como una doctrina relevante encaminada a reducir tanto las dosis colectivas como las individuales recibidas por el personal expuesto a las radiaciones. Dicha doctrina fue designada como ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*): “*Tan bajas como sea razonablemente posible*”.

Durante este período se crearon en España importantes Organismos y Asociaciones en relación con la energía nuclear y la protección radiológica que, a su vez, favorecieron los encuentros y foros de intercambio entre el personal responsable de PR de las centrales nucleares:

- Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en 1980, que asumió las funciones de organismo regulador y que, a través del Área de Protección Radiológica, generó un importante impulso a esta disciplina en nuestro país.
- Empresa Nacional de Residuos (ENRESA) en 1984, encargada de la gestión y almacenamiento de los residuos radiactivos, así como del desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, con la que se coordinó desde entonces la gestión de los residuos radiactivos en las centrales.
- Sociedad Nuclear Española (SNE) en 1974, en cuyo amplio contenido temático quedaba incluida también la protección radiológica.
- Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR) en 1980, en la que participaría activamente el personal de PR de las centrales nucleares.
- Es a destacar la creación del Grupo de Trabajo de Protección Radiológica (GPR), en la Asociación de Medicina y Seguridad del Trabajo (AMYS) de UNESA, integrado por los Jefes PR de las centrales, un secretario técnico y dos físicos colaboradores como apoyo técnico. Se desarrollaba en él la coordinación sectorial entre las centrales en materia de protección radiológica y la correspondiente coordinación técnica con el CSN. Paralelamente se creó el Grupo Médico, integrado por los Jefes de los Servicios Médicos de las centrales.

Una primera realización relevante del GPR fue la elaboración del “Carnet de Protección Radiológica” con un contenido básico unificado para las tres centrales. También a propuesta de la JEN para la unificación de la



Carnet radiológico

dosimetría del personal expuesto de las CC.NN. se desarrolló el documento “La dosimetría de las radiaciones en la industria eléctrica”.

AMYS se dotó de un Servicio de Dosimetría Interna, con una titulada en biología como responsable, equipado con una unidad móvil que se desplazaba a las diferentes centrales para el control periódico de la radiactividad corporal del personal expuesto.

Se produjo también en esta etapa el desarrollo de la legislación nuclear en España, en línea con la europea e internacional:

- Ley sobre energía nuclear (1964), desarrollada posteriormente por el primer Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (1972) y por el primer Reglamento de Protección Sanitaria Contra las Radiaciones Ionizantes (1982 y 1987).

Con ello quedaban establecidos y/o actualizados los límites de dosis, la clasificación de personal expuesto, la clasificación y señalización radiológica zonal, la información y formación del personal, la vigilancia médica de los trabajadores y el historial dosimétrico individual.

Se obligaba a la obtención de un diploma emitido por el CSN para el Jefe de Protección Radiológica de las centrales nucleares (a los Jefes PR de las centrales pioneras se les había concedido ya anteriormente por la JEN un título al respecto) y el Jefe PR quedaba designado explícitamente, junto con el personal de operación con licencia, como “personal con responsabilidad nuclear”.

Se adoptaban las nuevas unidades radiológicas, *Becquerelio* (Bq), *Gray* (Gy), *Sievert* (Sv), así como la magnitud *Dosis Efectiva* (E) y se establecían los nuevos Límites de 50 mSv en cada 12 meses para la Dosis Efectiva, y 100 y 500 mSv anuales respectivamente para el cristalino y la piel o cualquier órgano aisladamente.

Se establecía también la participación de PR en la gestión radiológica de los efluentes y de los residuos radiactivos.

- Progresivamente se fueron adoptando Guías Reguladoras, como las de la *Nuclear Regulatory Commission* (NRC) americanas o las del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), así como las propias que editaban el CSN y la SNE, todas las cuales desarrollaban la aplicación práctica de la normativa vigente en temas concretos específicos, incluidos los de protección radiológica en su caso.
- En 1979 se estableció oficialmente la normativa para la organización de los servicios de asistencia a lesiona-



Unidad móvil de Dosimetría interna

dos y contaminados por elementos radiactivos y radiaciones ionizantes, definiéndose tres niveles asistenciales, el primero de los cuales a formalizar en las propias centrales.

Aspectos de organización de la Protección Radiológica

Los tres jefes PR obtuvieron un título específico concedido por la JEN como Jefes del Servicio de Protección Radiológica para la central respectiva, que fueron anteriores a las licencias (diplomas) reglamentarias otorgadas en adelante por el CSN.

En la CN Zorita se unificaron las Secciones de Protección Radiológica y Química-Radioquímica con un titulado superior dependiendo de la Dirección de la central. Posteriormente se incorporó un titulado superior al Servicio PR, quedando un titulado de grado medio como subjefe. También se incorporó un Técnico de Dosimetría y se amplió el número de Auxiliares PR (designados como “Monitores”). Finalmente se incorporó un titulado superior ALARA.

Con respecto a los controles de contaminación del personal se dispuso de detectores tipo pórtico a la salida de la zona controlada.

Respecto a la dosimetría interna, al principio se realizaban los controles personales anuales en el Contador de Radiactividad Corporal de la JEN. Posteriormente se puso en funcionamiento un contador volante designado como “Quicky”, de medida más rápida y mediana resolución, utilizado generalmente en las centrales de agua durante las recargas del combustible.

Por último, se adquirió un contador fijo (*Whole Body Counter*) que fue instalado en la central hidráulica de Bolarque, a unos 10 km de la central, para obtener buenos fondos en las mediciones.

En la CN Garoña hubo una renovación del personal responsable de diferentes áreas (nuclear, operación y mantenimiento e instrumentación). El director de la central creó entonces un servicio de apoyo técnico desplazado al exterior, quedando el jefe de PR junto con el de Química-Radioquímica como personal titulado al frente de la dirección de la planta.

Con respecto a la dosimetría interna del personal se diseñó y construyó en la propia central un contador de radiactividad corporal fijo.

También se diseñó y construyó un centro médico de atención sanitaria general y para posibles afectados por radiación o contaminación y se instaló un laboratorio de baja actividad en Medina de Pomar como adecuación al Plan de Emergencia



Contador Quicky



Contador Whole Body

Exterior, el cual da servicio a terceros en a la actualidad.

En la CN Vandellós 1, el Servicio de Protección Radiológica quedó configurado desde el comienzo con una Sección de Vigilancia Radiológica, encargada también de la Dosimetría, y una Sección de Medidas de Radiactividad encargada de la realización de las medidas alfa, beta y espectrometría gamma en el laboratorio, así como de la verificación de la instrumentación portátil y de los monitores de área y de chimenea.

A lo largo de la operación se incorporaron dos nuevos titulados superiores, un físico con formación nuclear como Subjefe del Servicio y un químico para la Sección de Medidas de Radiactividad, instaurándose un proceso para la separación radioquímica del Sr-90 en el agua de las piscinas y en los efluentes líquidos y un equipo de centelleo líquido para la medida del tritio en el agua de desecación del gas primario.

Eventualmente, se coordinó el análisis de muestras radiactivas con la Sección de Protección Radiológica de la JEN.



Dosímetros de termoluminiscencia



La dosimetría interna se concertó en su momento con el Servicio de Dosimetría interna de AMYS.

En las tres centrales se implantó un Servicio propio de Dosimetría, homologado por el CSN, adoptándose el nuevo sistema de termoluminiscencia, en sustitución del de película que venía condicionado a los tiempos de revelado y envío a distancia.

Entre los Auxiliares PR quedó constituido desde el inicio un retén de Protección Radiológica permanente para atender cualquier trabajo o eventualidad radiológica fuera del horario laboral.

El jefe PR, junto con los Jefes de los Servicios Técnicos de cada central, formó parte del Retén de Dirección de la planta respectiva, a los efectos del Plan de Emergencia.

El CSN destacó con el tiempo un "Inspector residente" permanente en cada central, con el seguimiento de la protección radiológica entre sus cometidos.

La seguridad laboral convencional estuvo adscrita al Servicio PR en las tres organizaciones. Sus cometidos incluían los propios de Seguridad e Higiene en el Trabajo, la Protección contra Incendios en el emplazamiento y eventualmente la Seguridad Física.

En la CNV 1, la Sección de Seguridad del Trabajo incluía, además de sus cometidos propios, los ensayos del sistema de protección contra incendios de los grupos térmicos de fuel-oil de la Central Auxiliar, suministradores del vapor de apoyo y seguridad a los grupos principales del circuito de refrigeración del reactor.

Bases documentales

En los respectivos Servicios de PR se redactaron los “Procedimientos” operativos con respecto a todas las actividades propias, que fueron pioneros y de trascendental importancia.

Se actualizaron los respectivos Planes de Vigilancia Radiológica Ambiental. En la CN Zorita se concertó inicialmente su desarrollo con Geocisa y posteriormente con PROINSA, realizándose la determinación de los puntos de muestreo y recolección de las muestras por el SPR y los análisis de las mismas en el Laboratorio de Medidas Ambientales de Nuclenor en Medina de Pomar (Burgos), en donde se realizaban también, desde su creación, los correspondientes análisis de la CN Garoña. En la CNV 1 se concertó con la ingeniería INYPSA y el análisis de muestras en los laboratorios de Geocisa, realizándose el muestreo por el propio personal del SPR.

Se establecieron los Planes de Emergencia Nuclear Exterior desarrollados en el Gobierno Civil de cada una de las respectivas provincias (PENGUA, PENBU y PENTA), en cuya primera redacción participaron los Jefes PR de la central correspondiente e iniciándose también, a partir de entonces, simulacros al respecto con la participación del SPR de las centrales.

Se estableció también por el SPR, con el apoyo en su caso de las Ingenierías, el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE), según la Guía 1.109 de la USNRC (US Nuclear Regulatory Commission de los EE.UU), para la evaluación de las dosis comprometidas a la población a partir de los parámetros reales de población, usos del suelo y consumo de alimentos, con la aplicación de los valores de difusión atmosférica suministrados por la Estación Meteorológica propia del emplazamiento. En la CNV 1, el SPR se encargó también de la obtención sistemática de datos de todas las variables meteorológicas de la completa estación convencional de superficie concertada con el Servicio Meteorológico Nacional que se había instalado para el análisis del emplazamiento.

En las centrales de agua ligera, el SPR inició el desarrollo sistemático de procedimientos para establecer una metodología ALARA enfocada principalmente a las operaciones de recarga. En la CNV 1 se abordó, en la fase operativa final, la elaboración de una metodología ALARA similar, adaptada a las características propias de la instalación.

Aspectos de formación

La formación inicial del personal responsable del SPR estuvo orientada y facilitada por las empresas concesionarias durante el desarrollo de los correspondientes proyectos en la construcción de la planta, lo cual, unido a la formación específica propia ya obtenida por el personal del SPR, condujo a que la formación en PR a los jefes de las Secciones, mandos intermedios y operarios de los diferentes servicios fuera desarrollada por el propio SPR.

La formación incluía los conocimientos básicos para todo el personal expuesto y, en particular, en las centrales de agua, se impartía la metodología ALARA a los responsables de la planificación y ejecución de los trabajos, fundamentalmente en las áreas de Operación y Mantenimiento. También se desarrollaba una formación específica en base al Manual PR para el personal de Operación con licencia.

La formación del personal auxiliar de PR se realizó sistemáticamente en el seno del propio Servicio PR.

La vigilancia radiológica operativa

La vigilancia radiológica en la práctica operativa de las plantas se configuró abarcando todos los riesgos radiológicos y sus correspondientes “modus operandi”, a saber:

- Vigilancia de los niveles de Irradiación externa beta-gamma con detectores fijos de área y detectores móviles, portátiles o de pértiga con respuesta en tasa de dosis o con umbral de aviso y alarma.
- Vigilancia de la Irradiación neutrónica en zonas de influencia del reactor y de los contenedores del combustible irradiado en su caso.
- Medida de la contaminación superficial directa con sondas de superficie e indirecta a través de frotis medido aparte o en el laboratorio.
- Medida de la contaminación ambiental a partir de un muestreo ambiental en equipos tomamuestras de aire fijos, o portátiles para su medida en el laboratorio.
- Análisis espectrométrico de radiactividad gamma de muestras realizado en el laboratorio de medidas de radiactividad de la central.
- Rondas sistemáticas de vigilancia radiológica.
- Vigilancia radiológica zonal y dosimetría personal en los trabajos con riesgo de exposición.
- Control de accesos a las zonas controladas.
- Verificación de los monitores de área y de efluentes.
- Vigilancia radiológica con respecto a los contenedores, traslado y almacenamiento de los residuos radiactivos de operación: resinas, piezas irradiadas, residuos tecnológicos compactables, etc.
- Establecimiento de la señalización radiactiva pertinente.

Equipamiento

El equipamiento inicial de PR en las centrales de agua (radiámetros, contaminímetros, tomamuestras ambientales, indumentaria de trabajo, etc. así como la señalización de zonas radiológicas) era de modelo americano. En la central Vandellós 1 era mayormente de tecnología francesa y similar a los utilizados en la central de referencia (St. Laurent des Eaux). La señalización zonal se unificó en su momento con lo establecido en la reglamentación española al respecto.



Señalización radiactiva

En las tres centrales se dispuso desde el inicio de una lavandería industrial para el lavado y descontaminación de la indumentaria y equipos de protección.

Progresivamente comenzarían a utilizarse para la dosimetría operacional los dosímetros electrónicos digitales en sustitución de los de lectura óptica.

En las centrales de agua se utilizaron los detectores de pórtico para los controles radiológicos de contaminación externa a la salida de las zonas controladas. En la central Vandellós 1 se realizaba el control manualmente con detectores beta-gamma y también se utilizaron dosímetros electrónicos, así como detectores fijos de pies y manos, en la fase final de preparación de los residuos de grafito.

Por entonces, a nivel electrónico se generalizaba en el mundo el empleo de los transistores, semiconductores y circuitos integrados y, a su vez, con el desarrollo de la informática, la disponibilidad de calculadoras electrónicas y de computadoras de procesamiento de datos, las cuales, aunque con capacidad de memoria todavía incipiente, supusieron un notable avance en la rapidez y precisión de los cálculos y en sus correspondientes registros (en el inicio, todavía se había utilizado la histórica "regla de cálculo" de manejo manual y se representaban a mano los gráficos de espectrometría gamma). Con ello se consiguió que:

- Los registros y estadillos de seguimiento de la PR pasaron progresivamente de ser elaborados manualmente a su obtención gráfica mecanizada.
- La nueva instrumentación portátil de medida de las radiaciones pasó de ser de respuesta analógica a digital, incorporándose también en ella las nuevas unidades radiológicas. Se diversifi-



Dosímetros electrónicos

Detector de pórtico



Control manual de contaminación personal



Instrumentación analógica



Instrumentación digital



Sala de calibración

caron además los sistemas de detección, inicialmente basados mayormente en los de tipo Geiger. Así, contadores proporcionales, detectores de centelleo y cámaras de ionización.

- Los analizadores de espectrometría gamma sustituyeron sus detectores de cristal de yoduro de sodio, INa (TI), por los de semiconductor de germanio, Ge (Li), refrigerados por nitrógeno líquido, con una sustancial mejora en la resolución.

Se habilitó un sistema de haz de irradiación de patrón secundario para la calibración de los dosímetros e instrumentación.

Trabajos radiológicos

Las zonas radiológicas en las tres centrales abarcaban, como en todas las centrales nucleares, los lugares, sistemas, equipos y componentes asociados al núcleo y al funcionamiento del reactor.

De forma general, la misión del SPR en la organización de los trabajos se desarrollaba a través de un documento de autorización del trabajo: Permiso de Trabajo con Radiaciones (PTR) en las centrales de agua y Solicitud de Autorización de Trabajo (SAT) en la de gas. En él se establecían las instrucciones de protección radiológica, medios de protección y, en particular, en las centrales de agua, los requisitos ALARA.

En las centrales de agua eran de la mayor relevancia los trabajos realizados durante las recargas del combustible con el reactor parado, así como los correspondientes a las modificaciones o cambios de diseño, las cuales se desarrollaron según un Plan Sistemático de Evaluación que incluyó a su vez el endurecimiento de los requisitos y exigencias del CSN en materia de seguridad nuclear y protección radiológica a raíz de los incidentes de las centrales de Three Mile Island (1979) y Chernóbyl (1986).

Los trabajos realizados durante las recargas suponían un incremento muy significativo de trabajadores, la mayoría de ellos como trabajadores expuestos. El SPR recibía el apoyo transitorio de monitores de PR procedentes de la propia plantilla de la central, de otras centrales nucleares españolas o de empresas de servicio, con la requerida formación específica, ALARA incluido, así como también el apoyo de un mayor equipamiento para atender el incremento de controles radiológicos a realizar.

CN Zorita

El espectro isotópico más representativo a considerar estaba caracterizado por los productos de activación del Co-60 y Co-58 y en menor medida por los productos de fisión como el Cs-137.

Los trabajos más significados desde el punto de vista radiológico fueron:

- Cambio de la tapa de la vasija del reactor y mecanizado y sustitución de los mecanismos de accionamiento de las barras de control (CRDMs) con apertura de la cúpula de la contención para su extracción.

- Trabajos derivados de las modificaciones de diseño, en especial la remodelación de sistemas relacionados con la seguridad, realizada en las fases 3A y 3B del SEP (*"Systematic Evaluation Program"*, un programa de mejoras de seguridad que se implementó tras el accidente de Three Mile Island).
- Trabajos de preparación, tratamiento y acondicionamiento de los residuos radiactivos.
- Trabajos en el Generador de Vapor: Cierre de caja de agua (rama fría y rama caliente), inspección y taponado de tubos.
- Extracción de los internos inferiores del reactor, depósito temporal e inserción en la vasija.
- Inspecciones mayores: Inspección mecanizada de la vasija del reactor y de los internos.
- Preparación de las expediciones del combustible irradiado a Inglaterra. El SPR se encargaba de la descontaminación externa de los contenedores, de su etiquetado, del establecimiento de los índices de transporte reglamentarios y del acompañamiento de la expedición por un Auxiliar PR hasta su carga en barco para su transporte marítimo.

Las mejoras más relevantes con respecto a la protección radiológica fueron:

- Significativo incremento de la dotación de medios, tanto de personal como de instrumentación, con la ayuda de las empresas de servicio para la información sobre la adaptación actualizada de los equipos de detección.
- Instalación de pórticos de control de acceso.
- Habilitación del contador de radiactividad corporal.
- Mejoras en la lavandería de indumentaria y equipos.
- Habilitación de un almacén cerrado para los bidones de residuos radiactivos.
- Habilitación de un espacio abierto para almacenar la chatarra radiactiva.
- Diseño de un equipo para la medida de la contaminación ambiental (denominado GAZOR) adaptable para su medida en el laboratorio.
- Clausura del antiguo concentrador de residuos líquidos y construcción de un nuevo sistema evaporador-concentrador de residuos.
- Construcción de una planta de embidonado para la generación de bultos de concentrados y de resinas.
- Construcción de taller caliente y taller de descontaminación para manejo y tratamiento de piezas contaminadas.

En el ANEXO I se incluye el esquema general de la planta, así como gráficos sobre la dosimetría personal de explotación. Se acompaña también una fotografía de la sala de mandos inicial de la central, primera central nuclear instalada en nuestro país.

CN Garoña

El espectro isotópico más representativo a considerar en los trabajos radiológicos estaba caracterizado fundamentalmente por productos de activación, en particular el Co-60, y en menor medida productos de fisión como el Cs-137 y el Sr-90, debido fundamentalmente a fallos de combustible.

Los trabajos más significados desde el punto de vista radiológico fueron:

- Intervenciones en los elementos próximos a los sistemas primarios, dada su fuerte irradiación y las condiciones químicas del refrigerante.
- Intervenciones directas en la vasija del reactor y en el sistema primario de refrigeración.
- Modificaciones de mejoras en los mecanismos de las barras de control, en los rociadores de agua de alimentación de la vasija y en distintos sistemas de recirculación y de seguridad y contención.
- Trabajos derivados de las modificaciones de diseño, en particular el cambio de las tuberías del sistema de recirculación de acero al carbono por otras de acero inoxidable y la instalación de un sistema off-gas, no contemplado en el diseño original, para la retención y filtrado de los efluentes gaseosos antes de su liberación al exterior.

Para la preparación de los trabajos se disponía de un plan de modelos (una maqueta), incluida la vasija del reactor, con la Involucración de personal colaborador y el apoyo de las empresas de servicio.

Se realizaban además ensayos no destructivos en muchos equipos, incluidos algunos internos en la vasija del reactor.

Las mejoras más relevantes en relación con la protección radiológica fueron:

- Ampliación de los tanques de separación y tratamiento de líquidos radiactivos,
- Limitaciones en sistemas *rad-waste*.
- Habilitación de un local PRS (Protección Radiológica y Seguridad) para trabajos con elementos de mayor radiactividad y para descontaminaciones.
- Nuevos equipos y locales de PRS, medidores, lavanderías y material de protección.
- Pequeño laboratorio en la zona de acceso a zona controlada, con detectores Geiger de mano, lavandería de ropa y otros para cambios y accesos de tamaño doméstico. Las medidas específicas se analizaban en el laboratorio de química y sala de contaje.
- Instalación de pórticos en los accesos y zonas controladas.
- Mejoras en el sistema de filtros HEPA, ropa y lavandería y en una mayor eficacia en el uso de mascarillas.
- Rediseños de tratamientos de residuos.
- Diseño y construcción de un almacenamiento local de baja actividad.
- Diseño de elementos de transporte de material radiactivo de media y alta actividad con pruebas y certificaciones.
- Mejoras en los programas ambientales, con la creación del Laboratorio de Medidas Ambientales de bajo fondo en Medina de Pomar.
- Refuerzo del servicio de retén de emergencia, con la dotación de equipos de localización personal por radio, vehículos y detectores de radiactividad, y con especial incidencia en la formación específica de sus miembros.

En el ANEXO II se incluye el esquema general de la planta, así como gráficos sobre las dosis colectivas y los efluentes radiactivos de explotación.

CN Vandellós 1

La recarga del combustible se realizaba en funcionamiento, con el reactor a potencia, a través de una máquina acoplada al cajón del reactor. Periódicamente se efectuaban paradas programadas de mantenimiento, con el reactor parado y el cajón ventilado en aire, que incluían el acceso al interior del mismo para la revisión y mantenimiento de los cambiadores de calor.

En el interior del cajón se significaban los productos de activación neutrónica, con el Co-60 como más representativo, y el S-35 debido a la activación de las impurezas de azufre del grafito. La presencia de productos de fisión no fue significativa dada la casi total ausencia de roturas de vaina del combustible en el núcleo durante la explotación.

En los trabajos radiológicos específicos, los valores más altos de contaminación superficial y los de irradiación externa producidos por la misma se situaban en el interior del cajón y en el mantenimiento de la máquina de recarga del núcleo del reactor.

En la piscina de descamisado del combustible fue relevante la importante activación en Co-60 de los alambres de acero de los estribos de las camisas de grafito. Además, en las piscinas se produjeron roturas de vaina durante el tiempo de almacenamiento del combustible por lo que su caracterización radiológica incluía también los productos de fisión (Cs-137 y Sr-90 como más representativos) y los emisores alfa transuránicos. En la Estación de Efluentes se efectuaba la descontaminación selectiva del cesio (el principal contribuyente de la actividad) por resinas y el decaimiento temporal del S-35, dado su relativamente corto periodo.

Exteriormente al cajón, los niveles de irradiación externa más altos eran debidos al A-41 producido por la activación del contenido en argón del aire residual remanente en el gas CO₂. Estos niveles decaían rápidamente en las paradas debido a su muy corto período de desintegración.

Cabe mencionar la significativa producción de tritio en el núcleo del reactor, asociada a la reacción neutrónica con las impurezas de litio del grafito.

En la preparación de los contenedores para la expedición del combustible irradiado había que considerar la irradiación neutrónica debida a las fisiones espontáneas de los elementos transuránicos (Cm-242, Cm-244).

El riesgo convencional de asfixia por CO₂ (y el de toxicidad del CO asociado) estaba considerado en el Manual PR como riesgo prioritario en caso de fuga del gas primario radiactivo, por lo que su detección estaba incluida en la vigilancia de área en continuo de la nave del reactor.

Los trabajos radiológicos más representativos en CN Vandellós 1 fueron:

- Trabajos en los cambiadores de calor en el interior del cajón. Se disponía de una red de distribución de aire exterior dotada de terminales de conexión a las máscaras faciales con válvulas regulables.
- Intervenciones en la máquina de descamisado, asentada en el fondo de la piscina de descamisado del



Máquina de manipulación de combustible acoplada al reactor



**Acceso PR al cajón
del reactor**



Trabajo en el interior del cajón



**Preparación de la expedición
del combustible irradiado**

combustible irradiado, debidas a los atascos producidos por los fragmentos de los estribos de las camisas de grafito al ser cizallados para extraer el cartucho de combustible. Ello requería el vaciado de agua de la piscina y la búsqueda y retirada de los pequeños trozos de alambres activados desperdigados por el fondo de la piscina.

- Intervenciones en los compresores del gas primario CO_2 y en los selectores del sistema de detección de roturas de vaina, exteriores al cajón.
- Revisión periódica de la máquina de manutención (recarga) del combustible, con su desmontaje completo, inspección y remontaje.
- Intervenciones eventuales en la esclusa de transferencia del combustible a las piscinas.
- Intervenciones eventuales en el interior de la celda de actividad asociada a las piscinas para la observación del combustible irradiado dañado.
- Descarga de los tanques de resinas-zeolitas y su almacenamiento en fosas.
- Preparación de las expediciones del combustible irradiado a Francia. El SPR se encargaba de la descontaminación externa de los contenedores, de su etiquetado, del establecimiento de los *índices de transporte* reglamentarios y del acompañamiento de la expedición por un auxiliar PR hasta la frontera de Port Bou.

Todos los trabajos radiológicos realizados en la CN Vandellós 1, incluidos los correspondientes a las paradas programadas, eran realizados mayormente por el personal de plantilla y eran atendidos presencialmente por un auxiliar PR para el seguimiento radiológico y la vigilancia de las dosis personales con el criterio de reducirlas en lo posible.

Las mejoras más relevantes realizadas para optimizar el funcionamiento operativo de la planta y disminuir las consiguientes dosis de exposición recibidas por el personal fueron las siguientes:

- Adopción de medidas sobre el tratamiento del agua del cambiador y su nivel de vaporización para disminuir la temprana y significativa frecuencia de aparición de fugas en los paneles del mismo, con lo que se redujo la frecuencia de intervenciones en el interior del cajón, que se efectuaban para el aislamiento de los paneles con fuga.
- Modificación de la máquina de descamisado del combustible situada en el fondo de la piscina, para no tener que cizallar los estribos de las camisas de grafito, con lo que disminuyó significativamente el número de intervenciones en la máquina, evitándose el vaciado completo del agua de la piscina y las consiguientes exposiciones radiológicas del personal.
- Desarrollo por el SPR de un sistema practicable para el muestreo de agua sobre las cajas y alveolos en donde se almacenaban los cartuchos del combustible en las piscinas, para evidenciar prontamente el inicio de las roturas de vaina a partir de los resultados de los análisis de las muestras en el laboratorio.
- Ensayos y utilización de zeolitas naturales, en sustitución de las resinas de intercambio iónico, para la descontaminación de los efluentes líquidos procedentes de las piscinas.

- Utilización de perdigones de plomo en sacos moldeables para facilitar blindajes en focos activos puntuales de geometría irregular.

En el ANEXO III se incluye el esquema general de la planta, así como gráficos sobre las dosis colectivas, los efluentes radiactivos y los residuos radiactivos sólidos de explotación.

Etapas final

Una vez establecido el cese definitivo de la operación en cada una de las centrales se procedió a la descarga del combustible del núcleo del reactor y a la preparación de todos los residuos radiactivos existentes en la planta para su aceptación y evacuación por ENRESA. En esta etapa final de transición, realizada bajo la responsabilidad del Explotador, el Servicio PR continuó ejerciendo normalmente sus misiones, si bien compaginadas con las eventuales reestructuraciones de personal que conllevaba la necesaria adaptación a la transición, lo que se realizó de forma coordinada con ENRESA.

En la CN Zorita, esta fase abarcó desde abril de 2006 hasta febrero de 2010. Todo el combustible almacenado en el Foso de Combustible Gastado se cargó en contenedores HI-STORM¹ y se trasladó a un Almacén Temporal Individualizado en seco situado fuera del Área Protegida, dentro del emplazamiento de la central.

Para los bidones de residuos se disponía ya de un almacén cerrado al que se habían trasladado los bidones históricos tras su revisión y reacondicionamiento en su caso. En febrero de 2010 se transfirió la titularidad a ENRESA para el desmantelamiento de la planta a nivel 3, que en la actualidad está en la fase final.

En la CN Garoña, el cese de la operación ocurrió en diciembre de 2012 y se comenzó el traslado del combustible del reactor a la piscina de combustible gastado. El cese definitivo de la explotación de la central ocurrió en agosto de 2013. Se transfirió la titularidad a ENRESA en mayo de 2023 para su desmantelamiento a nivel 3, cuya realización está en curso en la actualidad.

En la CN Vandellós 1, la operación cesó en octubre de 1989, tras el incidente de incendio e inundación de agua de mar sin repercusiones radiológicas, que fue catalogado, según la escala internacional INES, como “incidente de nivel 3”.

En diciembre de 1997, una vez descargado el combustible del núcleo y expedido a Francia para su reprocesamiento, y efectuada también la limpieza y descontaminación de las piscinas, se transfirió la titularidad a ENRESA para el desmantelamiento de la planta, inicialmente a nivel 2, que fue finalizado en junio de 2003.

Con respecto a los residuos, se realizó la extracción y el acondicionamiento en bidones solidificados de las resinas y zeolitas de la Estación de Efluentes, que fueron evacuados por ENRESA, así como también lo fueron los bidones de las piezas irradiadas y los de los residuos compactables.



Taller de grafito sobre el silo de camisas de combustible

¹ CSN Contenedor de combustible HI-STORM 100 de CN Ascó

Con respecto a los silos del grafito, se habilitó una instalación especial (Taller de grafito) acoplada sobre los mismos y se procedió a la extracción de las camisas de grafito allí depositadas, con la puesta en contenedores por separado del grafito, previa trituración, y de los estribos de acero, dada su diferente caracterización radiológica. Los contenedores están almacenados en el emplazamiento.

Las operaciones del acondicionamiento de resinas-zeolitas y las del grafito fueron contratadas a empresas exteriores (ENSA, Framatome), con la participación directa del personal del SPR en sus propias misiones.

En la actualidad quedan en el emplazamiento, bajo la titularidad de ENRESA, el cajón de hormigón del reactor con sus estructuras internas y el Almacén de Grafito.

Resultados



Barco "Quark" para el muestreo marítimo

Los resultados de los indicadores de funcionamiento de las centrales de agua fueron excelentes. También lo fueron los indicadores radiológicos en general: dosis colectiva general y en recarga, número de bidones generados y actividad descargada de efluentes líquidos y gaseosos, etc.

Las dosis de exposición fueron muy inferiores a los límites aplicables, a lo que contribuyó sin duda alguna la aplicación del principio ALARA para la optimización de la protección Radiológica.

En la CN Vandellós 1, los indicadores de operación también fueron muy buenos, aunque la potencia de funcionamiento estuvo prontamente limitada al 85 % para mitigar el deterioro de los paneles del cambiador de calor.

En ninguna de las centrales ha habido incidentes especialmente reseñables desde el punto de vista de la afectación radiológica.

Los resultados obtenidos en el Plan de Vigilancia Radiológica ambiental fueron sistemáticamente los correspondientes a la radiactividad natural, *fall out* o valores inferiores a los límites de detección, y las dosis comprometidas a la población, calculadas en base al Manual de Cálculo de Dosis, se situaron siempre en valores no significativos con respecto a los de la radiactividad natural.

En la CN Vandellós 1, con un 40% del entorno como zona marítima, la única incidencia a destacar en la vigilancia radiológica ambiental fue la detección de la nube radiactiva de Chernobyl a su paso por Cataluña a primeros de mayo de 1986. Se trataba del borde de la nube, a niveles ya muy bajos de radiactividad y se detectó durante seis días.

Una Protección Radiológica consolidada

En este amplio período pionero de varias décadas, la Protección Radiológica de las primeras centrales nucleares en España vivió un sustancial progreso, tanto en su estructura organizativa como en sus funciones y en su desarrollo conceptual, técnico, normativo y documental, alcanzando una organización y equipamiento a un nivel bien dimensionado y con los cometidos, en la práctica operativa, que se resumen a continuación:

- Control radiológico de accesos a las zonas radiológicas.
- Vigilancia radiológica de área y portátil.
- Coordinación con el Servicio Médico de la central para las aptitudes del personal expuesto.
- Establecimiento de los requisitos de protección radiológica en los trabajos con riesgo de exposición incluyendo los requisitos ALARA.
- Descontaminación de indumentaria, equipos y materiales.
- Dosimetría del personal. Registro y archivo de los historiales dosimétricos individuales.
- Verificación y calibración de la instrumentación en un laboratorio propio de patrón secundario.
- Establecimiento de los límites y control radiológico de los vertidos de efluentes gaseosos y líquidos.
- Vigilancia radiológica en la gestión de los residuos radiactivos.
- Seguimiento de los resultados del PVRA y del cálculo de las dosis comprometidas a la población.
- Elaboración de los Informes sobre los resultados de la vigilancia radiológica, dosimetría, vertidos de efluentes y gestión de residuos para el Informe Mensual de Explotación, remitido reglamentariamente al Ministerio y al CSN.



Grupo PR de AMYS

- Formación básica del personal profesionalmente expuesto, formación específica del propio personal del Servicio PR y formación radiológica del personal de operación con licencia.

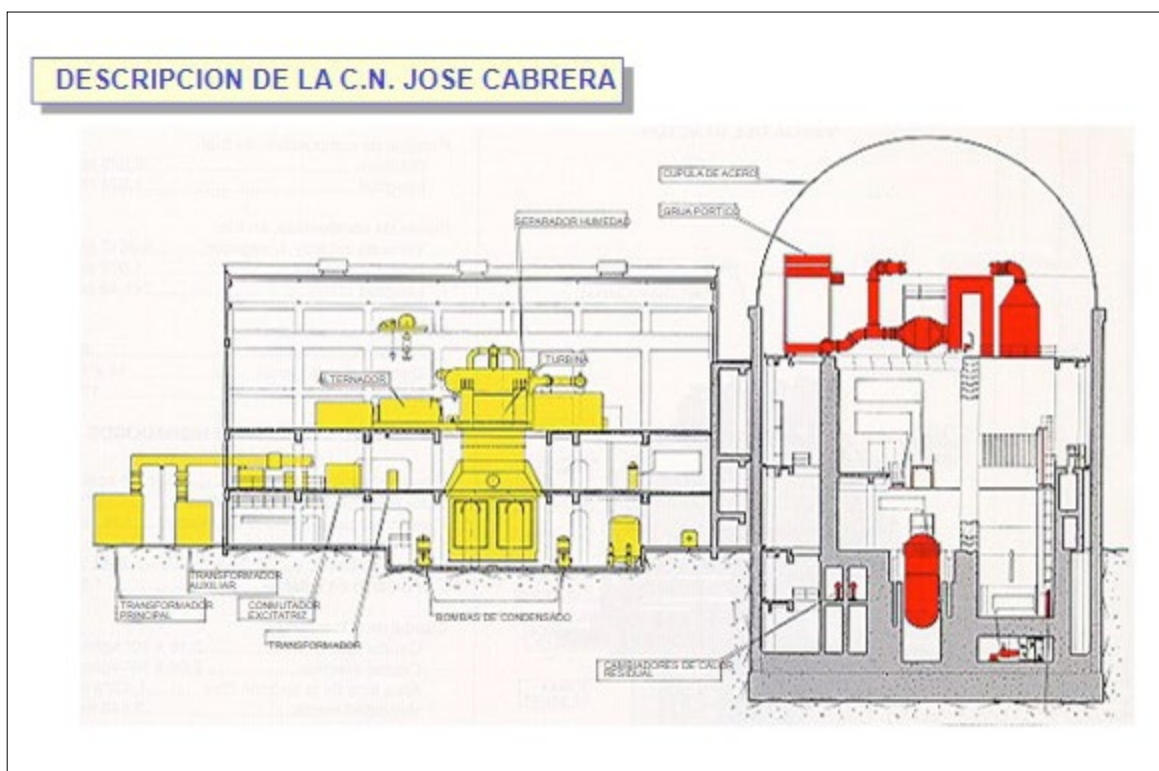
La operación de las primeras centrales pioneras se solapó durante varios años e incluso décadas con la de las otras centrales de agua españolas de mayor potencia de la segunda generación, con la consiguiente interrelación recíproca entre los respectivos Servicios PR, cuyos responsables estuvieron todos ellos integrados en el Grupo PR de AMYS. Sin duda, las primeras constituyeron una base sólida de referencia para las demás.

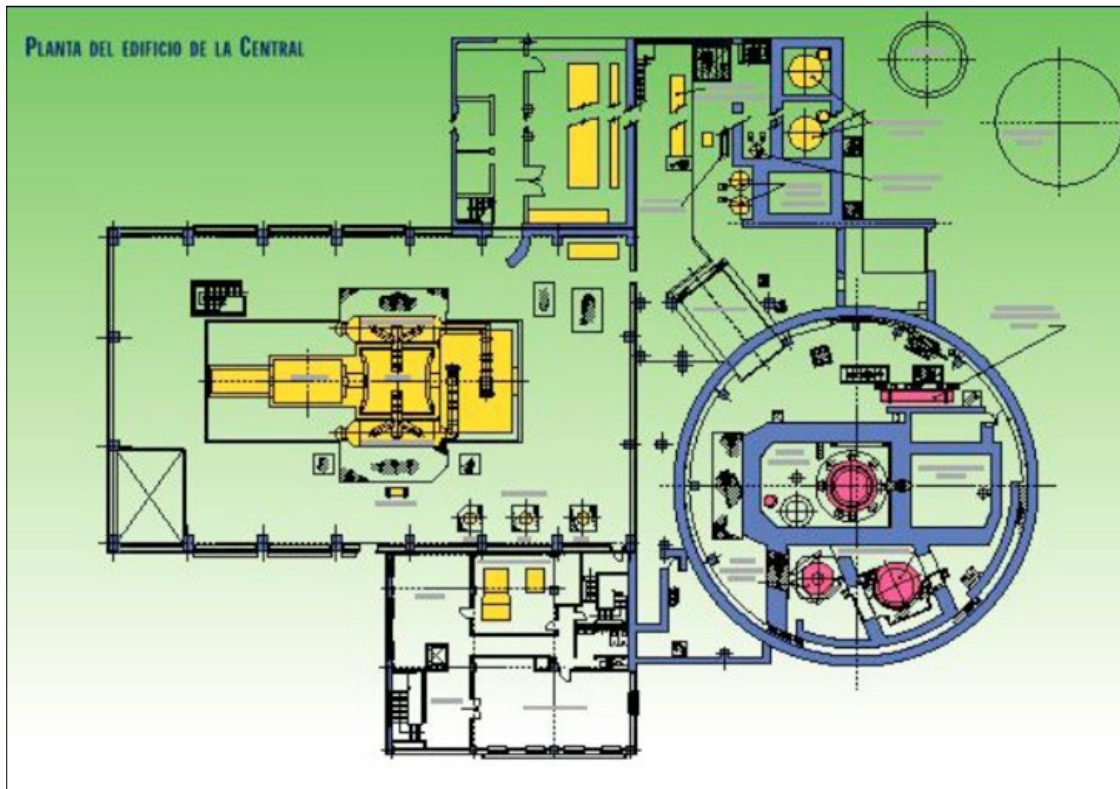
Tras esta etapa pionera, la Protección Radiológica se encontraba inmersa, tanto a nivel nacional como internacional, en un contexto de relación con las centrales homólogas, con las empresas concesionarias y de servicio, con asociaciones de la industria nuclear (INPO, BWRS, PWRs, Wano, etc.) y también, a nivel técnico, con el CSN. El SPR tenía una participación activa en proyectos, operaciones y servicios, así como en estudios técnicos en relación con los temas radiológicos específicos de cada una de ellas.

En conclusión, puede afirmarse que la Protección Radiológica en las centrales nucleares se reafirmó como una disciplina imprescindible, dimensionada y madura, pasando de haber sido inicialmente considerada como un servicio secundario de apoyo a la operación y mantenimiento de la instalación, a ser un servicio consolidado e integrado, con entidad y objetivos propios.

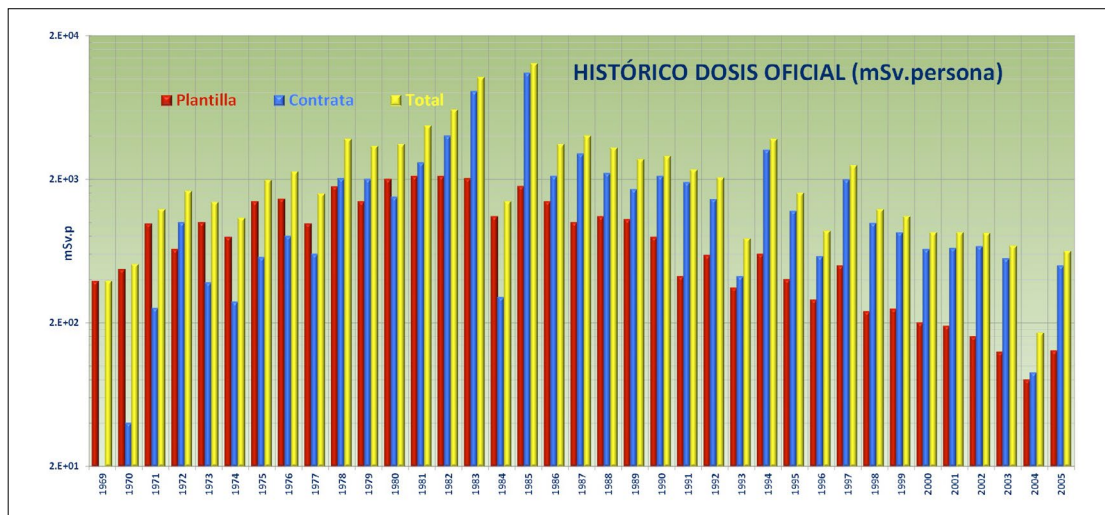
ANEXO I

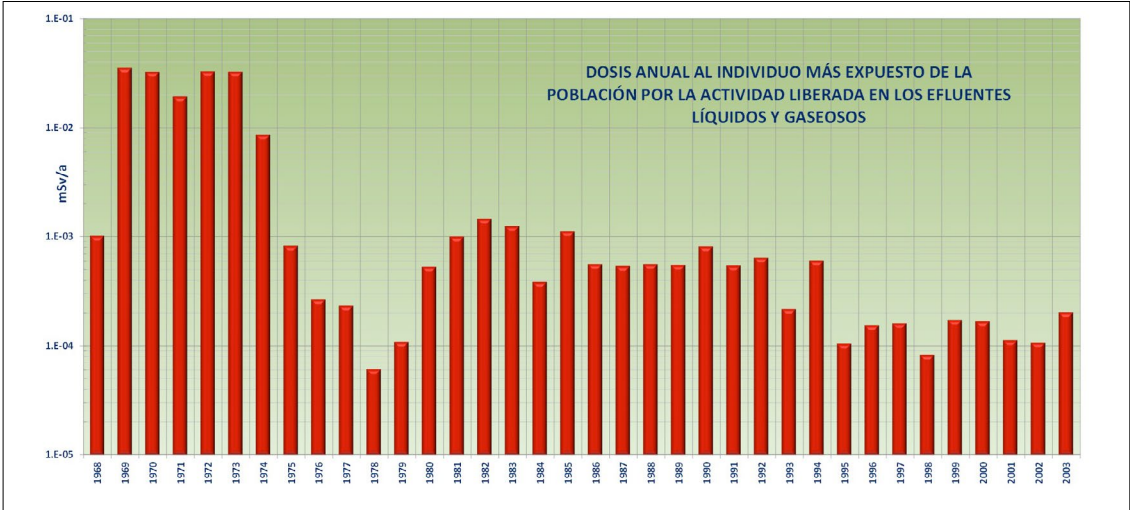
I a. Esquema general de CN José Cabrera



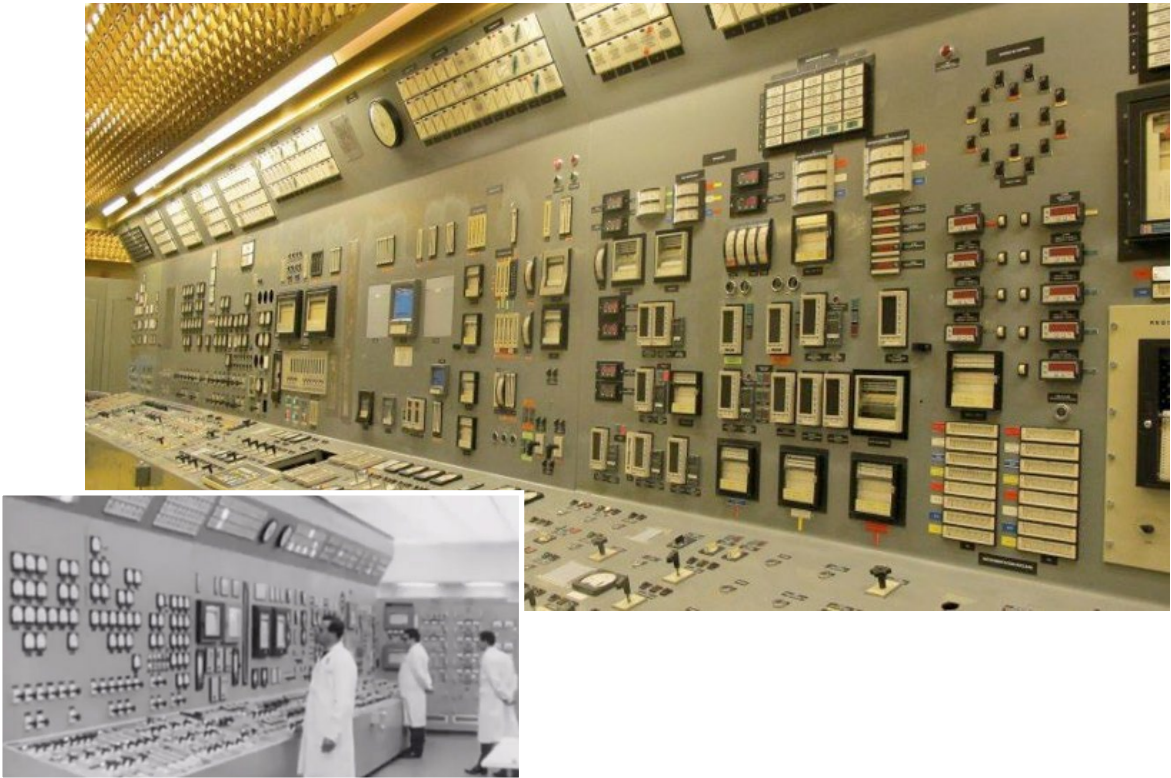


I b. Dosis personales de explotación



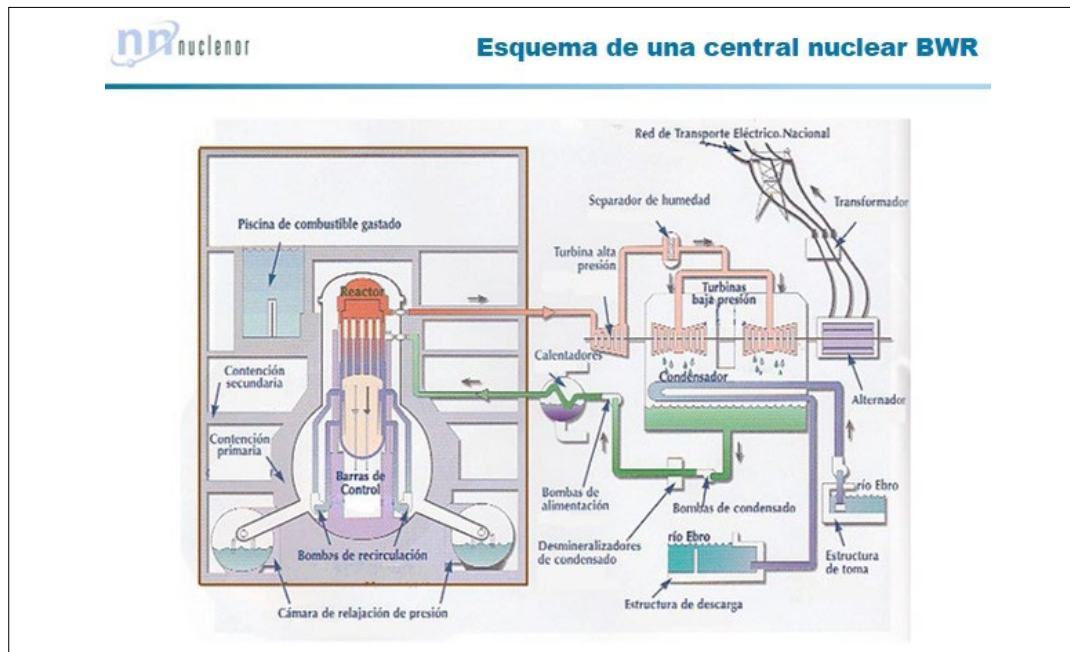
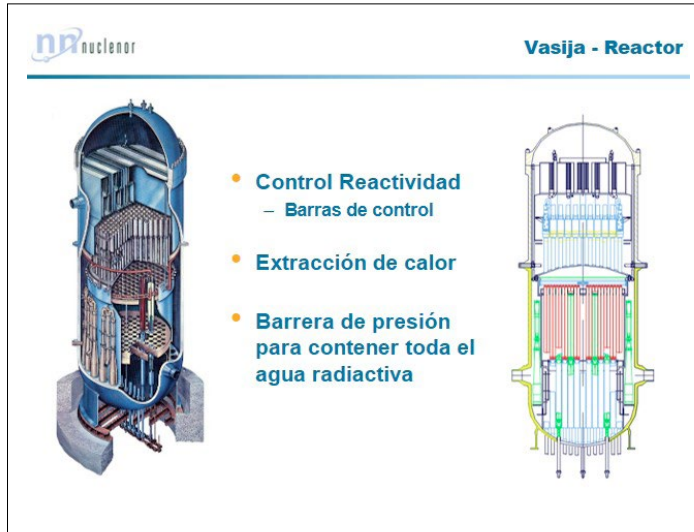
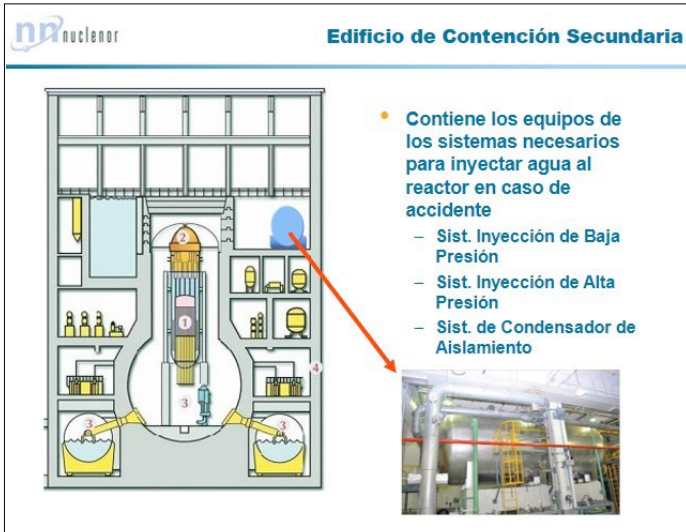


I c. Sala de mandos inicial de CN José Cabrera

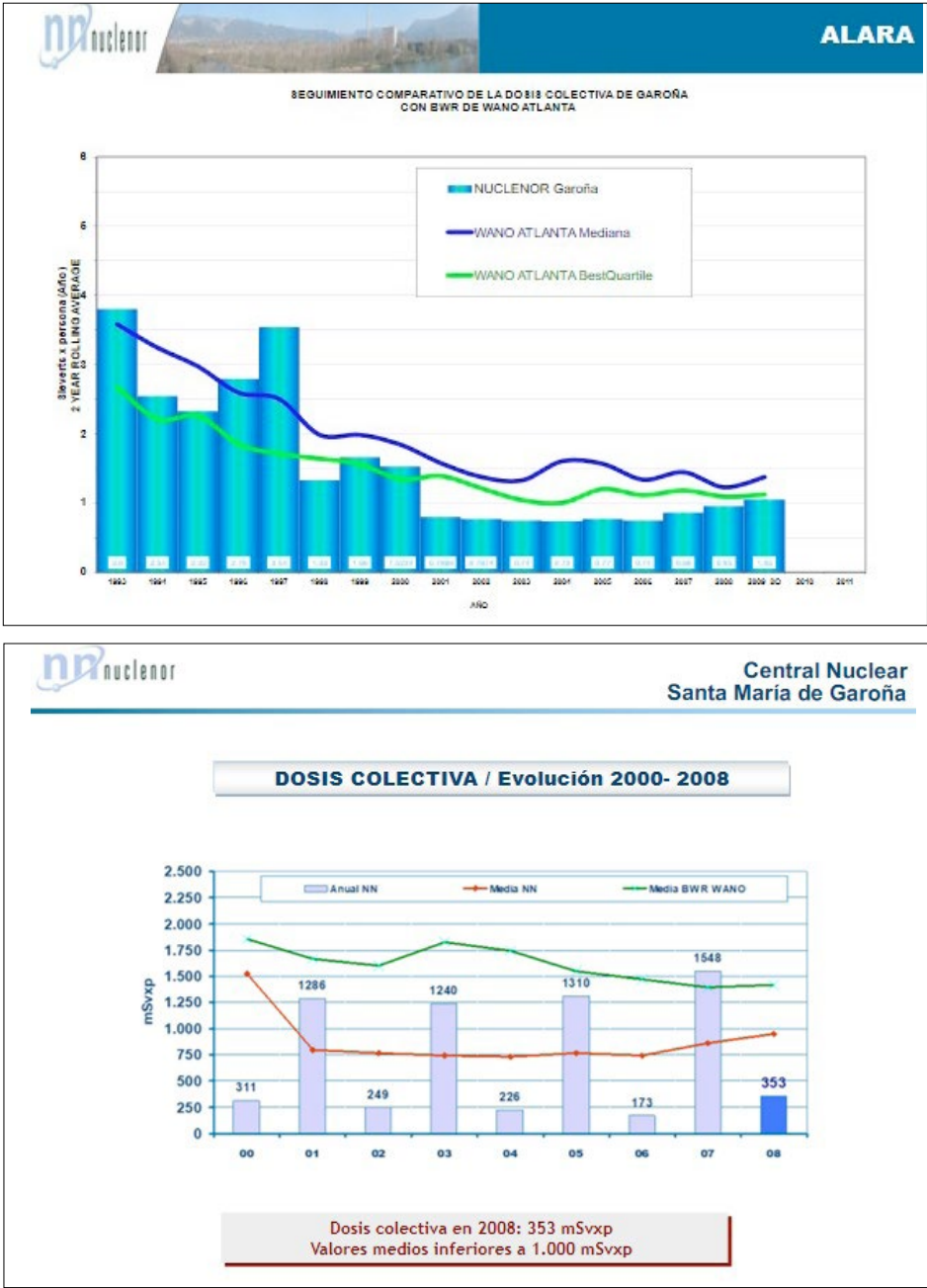


ANEXO II

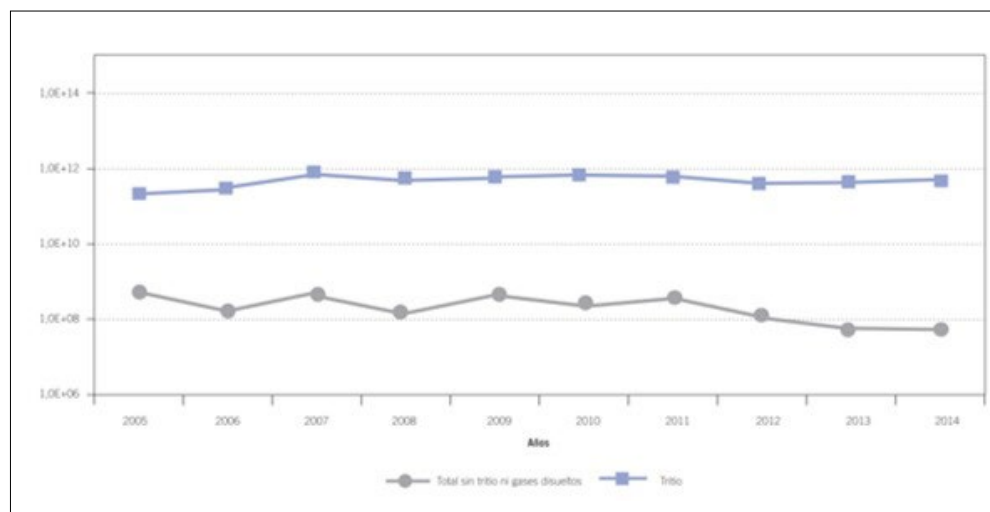
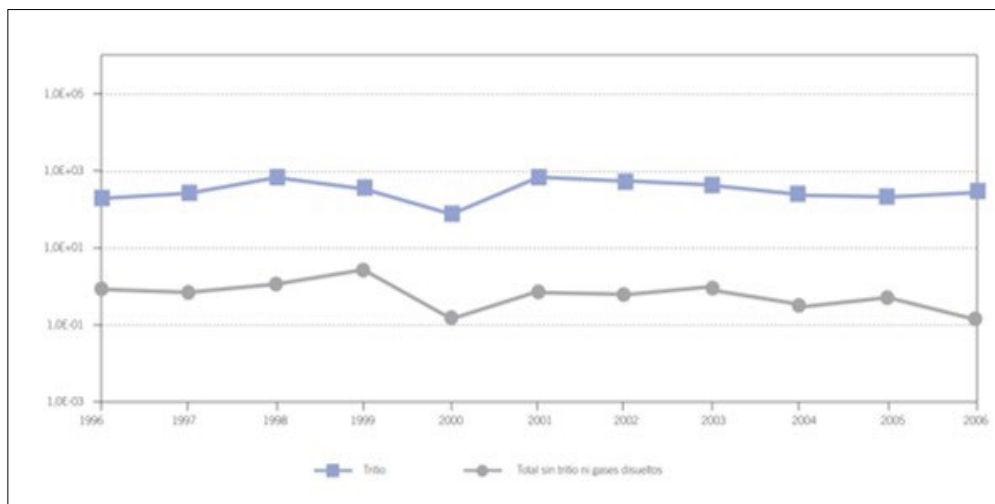
II a. Esquema general de CN Garoña



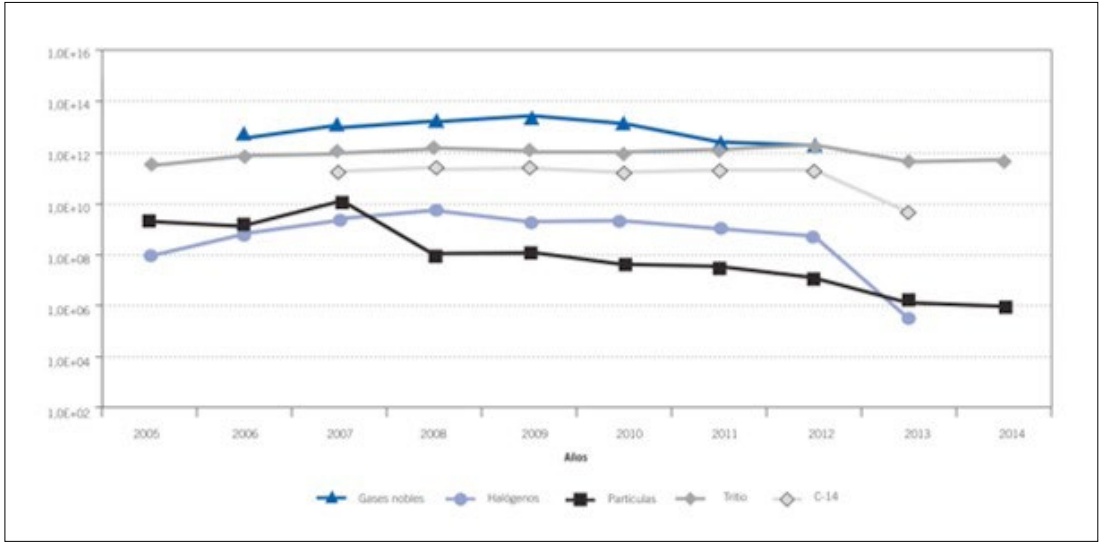
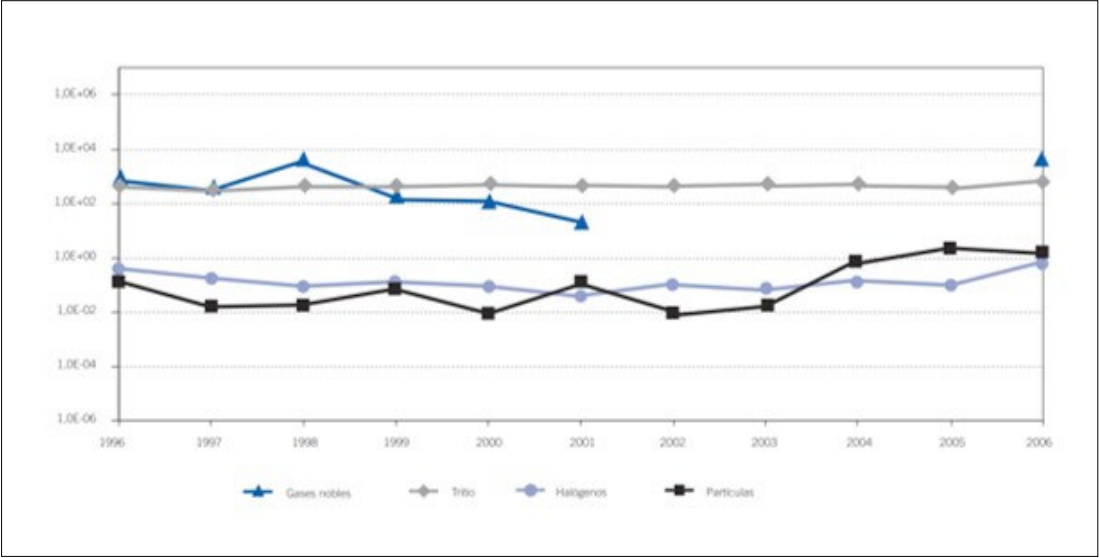
II b. Dosis colectivas de explotación



II c. Efluentes radiactivos



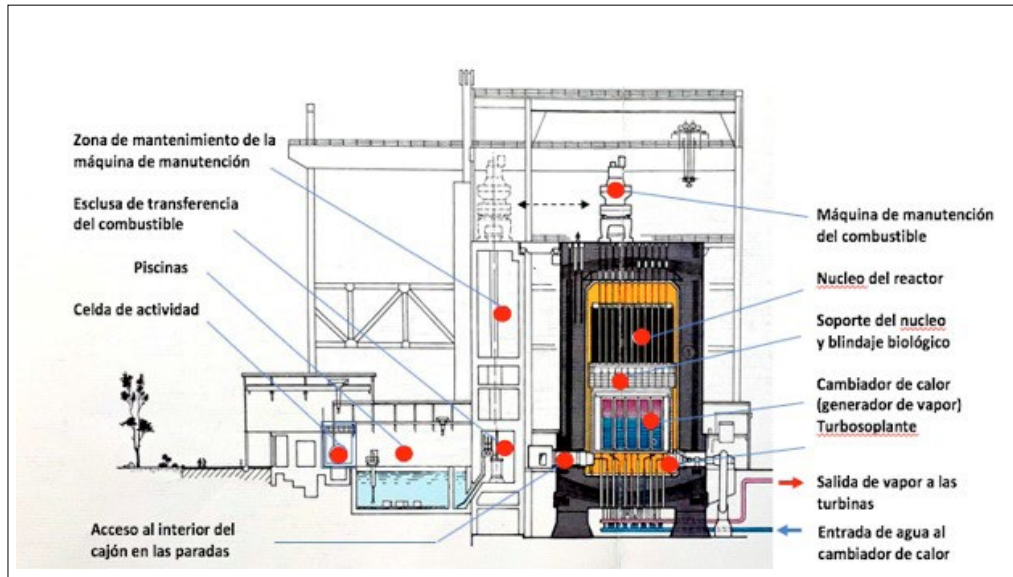
CN Garoña. Actividad vertida en los efluentes radiactivos líquidos (Bq)



CN Garoña. Actividad vertida en los efluentes radiactivos gaseosos (Bq)

ANEXO III

III a. Esquema general de CN Vandellós 1



El núcleo del reactor de la CN Vandellós 1 consistía en un apilamiento de grafito que hacía de moderador neutrónico en cuyos canales se alojaban los elementos combustibles y las barras de control. Se refrigeraba por gas carbónico (CO_2) impulsado por cuatro grupos turbosoplantes acoplados al gran cajón de hormigón que albergaba tanto el núcleo del reactor como los paneles del generador de vapor (designado como “cambiador de calor”). En el esquema general de la Instalación pueden observarse las zonas calientes radiológicas en relación con la logística del combustible irradiado.

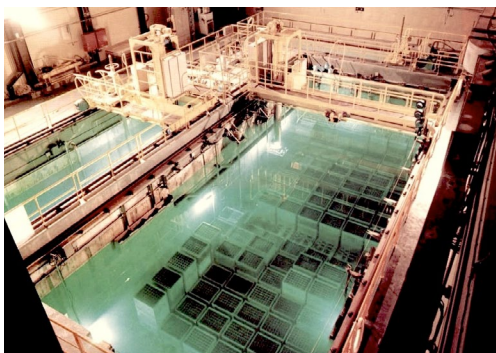


Elemento combustible y detalle del estribo

Los elementos combustibles eran de uranio natural, alma de grafito y vaina de magnesio-circonio, encajados para su carga y descarga en el reactor en una camisa de grafito sellada con un estribo que hacía de tope.

En las piscinas se realizaba bajo agua el descamisado de los elementos combustibles, que después se alojaban en cajas con alveolos compartimentados. Tras un tiempo de enfriamiento, se cargaba el combustible en contenedores blindados especiales para su expedi-

ción por ferrocarril a Francia. Las camisas se desechaban como residuo radiactivo, alojadas en silos de hormigón.



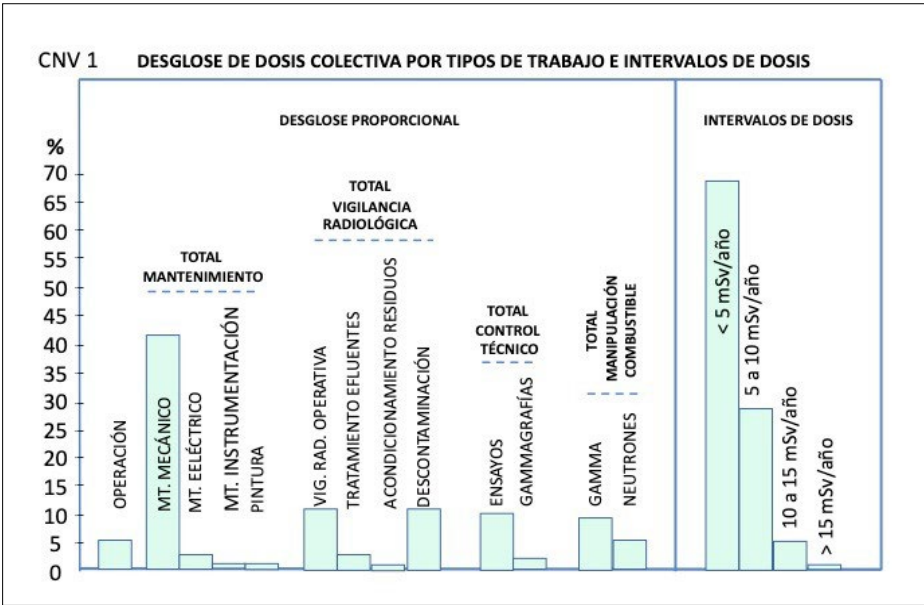
Piscinas de almacenamiento de combustible

Durante la explotación se adoptaron como Zonas Controladas permanentes las siguientes:

- Nave del reactor, que albergaba el cajón del reactor, los locales de los compresores y detectores del gas primario, la zona de selectores del sistema de muestreo del gas, los locales del sistema de filtración del CO₂; el taller de revisión de la máquina de carga del combustible y la esclusa de transferencia a las piscinas. La nave del reactor se adoptó como una envolvente logística de acceso a las diferentes zonas indicadas y permitía ser transitada en funcionamiento normal.
- Nave de piscinas, que albergaba las piscinas de transferencia, desca-
misado y almacenamiento del combustible, así como los locales de
tratamiento, vaciado y transferencia del agua a la estación de efluen-
tes. Con las piscinas se comunicaba la celda caliente de actividad, para
la observación del combustible dañado y su carga en contenedores
especiales.
- Estación de efluentes y taller de descontaminación de materiales, en una nave con acceso común ubicada
exteriormente a las anteriores, más próxima a la costa.
- Silo de bidones, accesible para el almacenamiento de los bidones de residuos tecnológicos diversos com-
pactables.

III b. Dosis colectivas y niveles radiológicos representativos de explotación

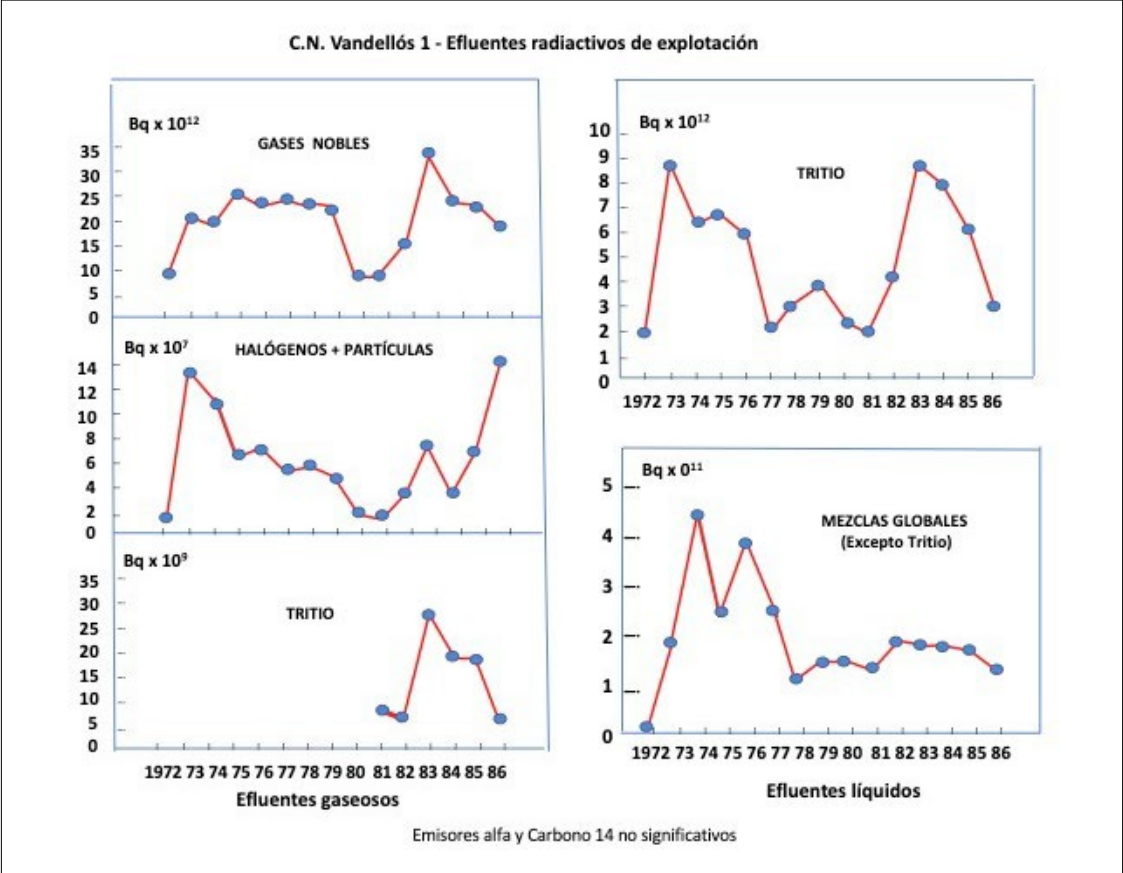
DOSIS COLECTIVAS	
Media anual	382 mSv.p
Máxima anual	570 mSv.p
Total explotación (17.5 años)	5.74 Sv.p
Personal expuesto con dosis mayores de 1 mSv/año	
Promedio anual	70
Máximo anual	145
Personal de plantilla	90%
Personal de contrata	10%

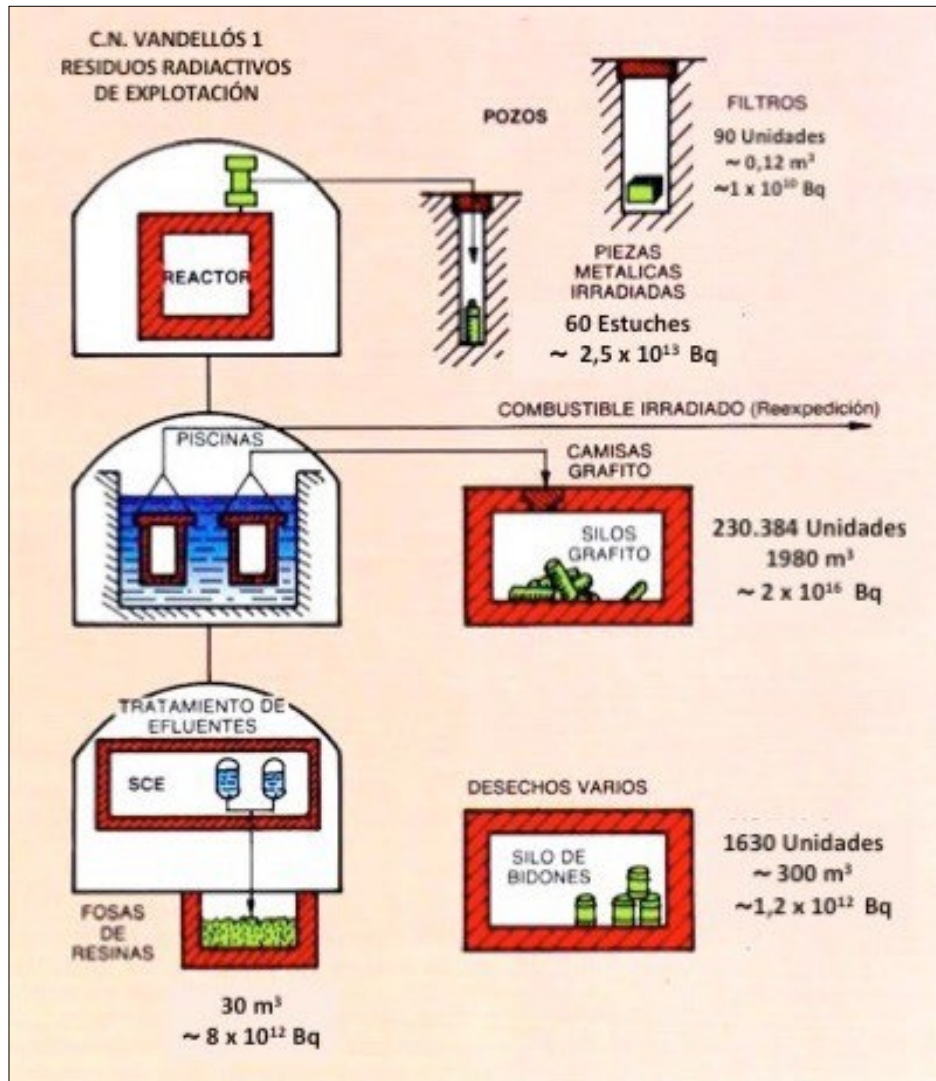


C.N.Vandellós 1 Niveles radiológicos representativos explotación

	Nivel de irradiación (mSv/h)		Contaminación superf. separable (Bq/cm²)
	Zonas permanencia	Puntuales localizados	
Cajón reactor (interior)	0,5 – 0,8	5 – 10	7,4 x 10³
Poste mantenimiento máquina mantenimiento	0,01 – 1	1500	7,4 x 10³
Esclusa combustible	0,1 – 0,5	200	7,4 x 10²
Tapones pozos de carga	0,01 -0,1	10	7,4 x 10²
Compresores de CO₂	0,1 – 0,3	1	6,7 x 10²
Turbosoplantes	Fondo (F)	0,01	6,3 x 10²
Piscina descamisado	0,1 – 0,4	20	2,2 x 10³
Celda caliente (interior)	0,2 – 1,5	20	1,0 x 10⁴
Filtros agua piscinas	0,05 – 0,2	20	4,8 x 10³
Refrigerantes piscinas	0,1 – 0,5	3	6,7 x 10³
Contenedores combustible irradiado	0,02 – 0,2	0,4	F
Id. neutrones	0,012 – 0,12		F
Contenedores camisas de grafito	< 0,5	20	F
Desmineralizadores resinas-zeolitas	1	200 – 300	F
Silos de grafito (boca abierta)	0,05 – 1	100 -200	F
Silo de Bidones	0,1 – 1	100	F

III c. Efluentes radiactivos líquidos y gaseosos



III d. Residuos radiactivos sólidos



Central nuclear de José Cabrera

Adrián Gonzalvo Lorente (†), se Licenció en Ciencias Químicas por la Universidad de Zaragoza y Doctoró por la Universidad Complutense de Madrid. En el año 1971 se incorporó en la Central Nuclear José Cabrera realizando las funciones de Jefe de Química y Protección Radiológica. En el año 1986 pasó a formar parte de la Organización Soporte de Producción nuclear a la Central Nuclear José Cabrera como responsable de la gestión de Residuos Radiactivos.



Tomás Pérez Rodríguez (Madrid 1949) es licenciado en Ciencias Físicas (1971) por la Universidad Complutense de Madrid.

Primeros años profesionales dedicados a la docencia en diversas instituciones formativas. Ingresó en la Central Nuclear José Cabrera (Zorita) en 1975 como responsable del Servicio de Protección Radiológica (SPR). Diplomado en vigilancia y medición de la radiactividad en torno a instalaciones nucleares y radiactivas (JEN 1976). Diplomado en gestión de la prevención y extinción de incendios por CEPREVEN (1978). Jefe del Grupo de Seguridad (Protección Radiológica, Seguridad Física y Seguridad antiincendios (1984) A partir de 1989 desempeñó el puesto de Jefe de Servicios generales incluyendo además de la Seguridad, la Ingeniería de modificaciones y la Formación. A partir de 1991 derivó su actividad profesional al área de control económico y gestión de recursos, tanto en el área de central centrales nucleares como térmicas.



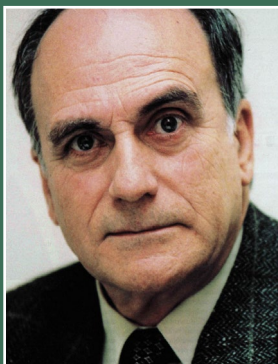
Francisco García Acosta. Licenciado en Ciencias Químicas, especialidad de Ingeniería Química, Director de Seguridad en Empresas y Diploma de Jefe de Servicio de Protección Radiológica expedido por el CSN. Inició su experiencia profesional en INITEC, en el año 1991, dentro del Departamento de Seguridad y Licencia. Ha sido responsable de Química y Radioquímica de la Central Nuclear José Cabrera a finales de los años 90. En 2002, desempeñó las funciones de jefe de Grupo de Seguridad, Protección Radiológica y Radioquímica de la Central Nuclear José Cabrera, puesto que dejó en el año 2010, tras la transferencia de la titularidad de la central.

En el periodo 2010-2021, ha ocupado distintos puestos dentro de la Dirección Nuclear de Gas Natural Fenosa, siendo responsable de Soporte Técnico y Licenciamiento, Jefe de Departamento de Desmantelamiento y Residuos Radioactivos y Responsable de Tecnología y Centrales Nucleares Participadas de Almaraz y Trillo. Ha sido miembro del Grupo de Protección Radiológica de UNESA y tesorero de la Junta Directiva de la Sociedad Nuclear Española.



Central nuclear de Garoña

Francisco Mier del Castillo fue el primer jefe del servicio de protección radiológica de la central nuclear de Sta. María de Garoña incorporando también las responsabilidades de seguridad e higiene en el trabajo y compaginando su puesto en protección radiológica con la jefatura de la sección nuclear responsable de los aspectos técnicos relacionados con el núcleo del reactor. En 1974 fue elevado al puesto de jefe de central.



Central nuclear de Vandellòs 1

Ildelfonso Irún Revest es Licenciado en ciencias Físicas por la Universidad de Madrid en 1962. Realizó el Curso Avanzado de Protección Radiológica en el Atomic Energy Research Establishment de Harwell (UKAEA) en 1970. Fue Técnico superior de la antigua Junta de Energía Nuclear (1969-1971), encargado de la protección radiológica en la Sección de Reactores-piscina y Laboratorios de Radioquímica.

Ha sido Jefe del Servicio de Protección Radiológica y Seguridad en la central nuclear Vandellòs 1, Presidente del Grupo de Trabajo de Protección Radiológica de AMYS (UNESA) y miembro de los grupos de trabajo de Residuos Radiactivos Y Planificación de Emergencias, socio de la Sociedad Nuclear Española y segundo Presidente de la Sociedad Española de Protección Radiológica, conferenciante en diversos cursos sobre las radiaciones ionizantes y la protección radiológica, participante en numerosos congresos, asambleas, mesas redondas y jornadas en el sector nuclear, autor de artículos sobre temas radiológicos en revistas profesionales del sector y coautor en publicaciones del CSN, UNESA, SNE y SEPR.



Francesc González i Tardiu. Licenciado en Ciencias Físicas por la UA de Barcelona (1982), Máster en Ingeniería Nuclear (IEN/JEN, 1983), Diploma Superior en Protección Radiológica (IEN/JEN, 1984) y MBA (EAE/UPC, 2001). Asimismo, obtuvo licencias del CSN como Jefe del Servicio de protección radiológica en CN Vandellòs 1 (1986), en CN Ascó (1992) y en CN Vandellòs II (2000). Trabajó en los servicios de protección radiológica de CN Vandellòs 1, entre 1983 y 1990 como subjefe del servicio, y de CN Ascó entre 1990 y 2008 siendo el Jefe del servicio desde el 2000. Ha participado como experto internacional en WANO Peer Reviews (Francia-Paluel), en el Comité organizador del Workshop on Occupational Exposure Management at NPP's del ISOE (Eslovenia) y en la redacción de normas UNE, así como en la presentación de más de 30 ponencias en España, Europa y Estados Unidos. Desde 2009 ha trabajado como staff en la Dirección de Control y Logística y como jefe de Administración y Servicios Generales de la Asociación Nuclear Ascó – Vandellòs II, etapa en la que, durante 10 años (2013-2023), fue Vocal de la Comisión Técnica de la Sociedad Nuclear Española. Es miembro de la Sociedad Española de Protección Radiológica desde el 1984.

Central nuclear de Almaraz

Andrés Leal Martín, Domingo Sustacha Dúo y Luís Martínez de Angulo

Generalidades de protección radiológica de la central nuclear de Almaraz

La central nuclear de Almaraz fue la primera de la segunda generación de CCNN en entrar en explotación en 1981, la Unidad 1 y 1983 la Unidad 2.

Al igual que la primera generación de CCNN, en la segunda generación de las mismas, el tipo de reactor, las empresas de ingeniería y explotación fueron muy diversas.

Sin embargo en el desarrollo de la protección radiológica se dieron una serie de factores que permitieron afrontar los problemas técnicos, organizativos, personales, internos a cada organización y los sociales planteados en la España de los años ochenta, de forma que se puede considerar muy satisfactoria.

La cultura de seguridad, la transparencia, la puesta en común de las prácticas, experiencia y resultados, tanto a nivel nacional como internacional fueron factores importantes para conseguir los objetivos de la protección radiológica.



Central Nuclear de Almaraz

La experiencia de las centrales de la primera generación se tradujo a nivel institucional con la creación de Tec-natom, como empresa de formación y posteriormente de apoyo en servicios como la dosimetría interna, así como el grupo que se constituyó en AMYS de UNESA en el que se fueron incorporando los jefes de protección radiológica de las diversas centrales.

Central nuclear de Almaraz contó, en la fase preoperacional con los servicios de la JEN, ahora CIEMAT, en la vigilancia radiológica de los alrededores de la central, en la medida de contaminación interna del personal que había trabajado en instalaciones nucleares o radiactivas, en la primera calibración de equipos de medida de radiación así como en la dosimetría externa de película fotográfica.

En la fase operacional, a partir de 1981, todos estos servicios tuvieron que ser asumidos por el servicio de protección radiológica de la central. Para la vigilancia radiológica de los alrededores se contó con Geocisa. La dosimetría interna se realizó con contadores de radiactividad corporal, modelos de blindaje “*Shadow Shield*” para el equipo “*Do It Yourself*” y parcial para el equipo “*Quicky*” con discriminación de contaminación interna y externa.

Para la calibración de equipos de medida de la radiación se dispuso de una sala de calibración que fue contrastada por el personal del laboratorio de calibración del CIEMAT. La dosimetría externa se pudo hacer por el servicio de dosimetría del propio del servicio de protección radiológica con el sistema de dosimetría termoluminiscente autorizado y controlado por el CSN. En la dosimetría externa operacional que se realizaba con dosímetros tipo pluma de lectura directa, fue importante el desarrollo de dosímetros ALNOR del centro de investigación sueco Studvick con electrónica que permitía la programación y el registro de las dosis externas con lectura directa, alarmas etc.

La creación del CSN en 1980 y, en particular la Dirección de Protección Radiológica permitió institucionalizar el grupo creado en AMYS como interlocutor ante los problemas comunes de las centrales nucleares, sin menoscabo del control individual a cada central en autorizaciones, controles e inspecciones.

A nivel internacional también fue muy importante el intercambio de información y experiencia canalizado, en el caso de Almaraz a través de Westinghouse en el propio emplazamiento con su representante permanente, con la realización de seminarios anuales sobre experiencias en protección radiológica, así como del INPO (*The Institute of Nuclear Power Operations* de los EE.UU), constituido en 1978 como foro de intercambio y transparencia en las prácticas de las centrales nucleares.

Las centrales nucleares de primera generación, Zorita, Garoña y Vandellós I estuvieron supervisadas por el departamento de Seguridad de la Junta de Energía Nuclear (JEN) dirigido por D. Agustín Alonso. Con la segunda generación de centrales nucleares, se creó el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), ley 15/1980, que reemplazó a la JEN en sus funciones de único organismo supervisor independiente competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

Una de las acciones del departamento de licenciamiento de C.N. de Almaraz fue solicitar al CSN la concesión del título de jefe de Protección Radiológica que estaba contemplado en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), Decreto 2869/1972, de 21 de julio. El CSN concedió el título requerido a los jefes de las centrales nucleares de Zorita, Garoña y Vandellós I y pidió a la central nuclear de Almaraz la justificación de la cualificación para el título solicitado. Como las licencias de Operador y Supervisor se concedían por dos años, él CSN expidió los títulos por dos años. Se consideró que como título era permanente y el CSN expidió nuevo título con carácter indefinido. Además, estableció para los siguientes títulos, que pasaron a llamarse diplomas un protocolo de examen por parte del departamento de Protección Radiológica del CSN.

Otro aspecto importante fue la iniciativa de solicitar del CSN un segundo título, no contemplado en el RINR pero que resolvía posibles problemas de sustitución y también se solicitó el título de Supervisor de instalaciones radiactivas para el manejo de fuentes radiactivas, en particular para la sala de calibración de detectores.

La cualificación del personal encargado de la vigilancia radiológica de zonas y trabajos, los técnicos ayudantes, con radiaciones durante la operación normal se consideró equivalente a Bachillerato Superior con formación específica en la propia central y con la colaboración de las centrales nucleares españolas en operación permitiendo la participación de este personal en trabajos en aquellas centrales. El nombre de técnico ayudante quería darle un carácter de cualificación frente al de monitor, más ambiguo. Es siguiente escalón era el de ayudante, sin más requerimientos técnicos.

El término técnico ayudante de protección radiológica (TAPR) tuvo su importancia al necesitar personal adicional para la vigilancia radiológica durante las paradas de Recarga y Mantenimiento. Se estableció un protocolo de selección y formación de personal con cualificación equivalente a los técnicos ayudantes de la propia instalación. El problema de mantener a este personal eventual cualificado disponible para otras paradas se pensaba resolver seleccionándolo entre el personal que realizaba otros trabajos durante la operación normal y conocían al personal de la central y la forma de trabajar. En principio no se contaba, pero fue muy importante, con la disponibilidad de este personal cualificado en los trabajos de las paradas de las otras centrales que permitieron tenerlo ocupado y disponible a la vez.

Como documentación para la formación del personal de durante periodos de recarga fue importante disponer de procedimientos, preparados con la participación de personal de Operación, Mantenimiento y Licenciamiento que describían los trabajos a realizar y que contemplaban los riesgos radiológicos, la protección requerida y la vigilancia a realizar por los TAPR. Estos documentos tuvieron su origen en la experiencia recabada durante las recargas en la nuclear de Santa Maria de Garoña.

La primera fase de selección y entrenamiento fue conjunta para todos los jefes de las diversas secciones de Operación, Mantenimiento, Ingeniería del Reactor y Servicios, Química y Radioquímica y Protección Radiológica.

Tras un primer curso impartido por su personal y en las instalaciones de la Junta de Energía Nuclear, hoy CIE-MAT, la central nuclear de Zorita fue el centro y referencia de formación y la segunda fase en TECNATOM, con personal de la central encargado de la ejecución del programa de entrenamiento.

En la siguiente fase, ya específica para la jefatura de la protección radiológica, el programa incluía la incorporación a los trabajos de la central nuclear de Zorita bajo la supervisión del jefe de la sección y participando en los trabajos de operación y en particular los de parada para recarga y mantenimiento.

Dentro de esta fase y aunque la central era de otra tecnología y características radiológicas distintas, fue muy interesante para el desarrollo futuro del intercambio de experiencia, la estancia en las otras centrales nucleares que también formaban la primera generación como Garoña y Vandellós I.

La experiencia de las visitas a centrales nucleares de características iguales a las de Almaraz, como la de Ringhalls en Suecia y otras en EEUU, permitió dimensionar la problemática de explotación en la segunda generación de CCNN. Es de resaltar que al igual que en las centrales nucleares españolas, la disposición para recibir las estancias en la central y la colaboración en todas las áreas de trabajo formaba parte de la cultura de la seguridad.

Al igual que el personal de la plantilla inicial de protección radiológica de la central se formó en los trabajos de las centrales nucleares de Zorita y Garoña, los de las centrales de Trillo participaron en los trabajos de protección radiológica de Almaraz y aunque no directamente para la central nuclear de Valdecaballeros, el jefe destinado a ese puesto y que posteriormente participaría en el arranque de la central nuclear de Vandellós I y sería posteriormente jefe protección radiológica de la central nuclear de Cofrentes, participó en la fase de montaje, pruebas y explotación de Almaraz.

En este aspecto de colaboración e intercambio de experiencia desde los primeros momentos, cabe destacar que, en el marco, más general de UNESA y en particular de AMYS (Asociación de Medicina y Seguridad), con su director el Dr. D. Enrique Malboysson, de Hidroeléctrica Española con Alejo Olmos de Fecsa, y después con Vicente Gil y Antonio González Crespo, se formó un grupo de trabajo que fue muy eficaz desde los primeros momentos y que tuvo su continuación con Pío Carmena y posteriormente con Paloma Marchena en Tecnatom en el apoyo en dosimetría interna.

Dentro de la cultura de seguridad y prevención de los riesgos de exposición a las radiaciones es importante destacar la filosofía ALARA. Como forma práctica de implantar esta filosofía en C.N. de Almaraz, se desarrolló un procedimiento REDOS de Reducción de Dosis que adaptaba una guía de INPO.

La filosofía ALARA contó con el impulso y supervisión del CSN. El proceso de desarrollo fue diverso adaptado a la problemática de cada central y culminó en una guía del CSN.

Se consagró la figura del técnico ALARA, dentro del organigrama del servicio de protección radiológica de la central.

Uno de los trabajos de más impacto radiológico como fue el cambio de los generadores de vapor en ambas unidades que contó como parte importante de todo el proceso con un técnico ALARA de la empresa responsable del cambio y la supervisión de un técnico ALARA de la central dedicado al seguimiento de todas las fases del proyecto bajo la dirección del jefe de protección radiológica y directrices del técnico ALARA.

Como se desarrolla en otro apartado, hubo en este caso particular también, una labor de intercambio de experiencia entre las centrales nucleares de Ascó y Almaraz que realizaron el cambio de forma casi simultánea. La experiencia de la central nuclear de Ringhalls que, con problemática muy similar al diseño de Almaraz y Ascó, tuvo que cambiar los generadores de vapor de sus dos unidades sirvió como referencia de la buena aplicación de los procedimientos ALARA en base a sus buenos resultados de reducción de dosis.

Desde la fase de construcción de la central nuclear de Almaraz se dio gran importancia a la participación de las empresas contratistas en la seguridad y prevención de riesgos laborales teniendo en cuenta las características de los trabajos que se fueron desarrollando. La transmisión al máximo nivel de cada empresa de la cultura de seguridad integrada en los métodos de trabajo llegó a cada trabajador a través de sus jefes jerárquicos en charlas de formación, reuniones de seguimiento, información de cumplimiento de objetivos y cauces de participación según procedimientos establecidos que desarrollaban lo que se conocía como plan N. La sigla N, de nuclear recogía el plan A, durante la construcción de la central y el plan para la explotación de la central nuclear o plan B. La ley de prevención de riesgos laborales de 1997 y sus reglamentos de desarrollo proporcionaron el marco jurídico a la estructura organizativa de personal de explotación y empresas contratistas así como a los servicios de medicina del trabajo, seguridad e higiene y protección radiológica.

La coordinación establecida en el plan N tenía mayor desarrollo en las fases de parada para recarga y manteni-

miento con reunión de presidentes y directores de la central y empresas contratistas, jefes de obra, técnicos de seguridad de empresas contratistas así como la transmisión a todos los operarios de los objetivos y normas específicas para los trabajos de parada de recarga y mantenimiento, todo enmarcado en la formación específica de protección contra las radiaciones ionizantes exigido al personal que estuviera clasificado como trabajador expuesto y sometido a la vigilancia médica y dosimetría requerida por la normativa específica.

La carga de trabajo, riesgos laborales y en particular las dosis de radiación, justificaban que tanto el servicio médico como el de protección radiológica y seguridad de la central coordinarán y supervisarán el cumplimiento por parte de las empresas contratistas de los requerimientos legales así como las normas específicas para la explotación de la central nuclear Almaraz.

Hitos relevantes de Protección Radiológica durante la explotación de la Central Nuclear de Almaraz

La explotación de la Central Nuclear de Almaraz desde 1981 ha supuesto toda una sucesión de hechos que cuentan una historia de cómo ha evolucionado la protección radiológica (PR) en las Centrales Nucleares españolas. Aunque esta historia tiene muchos aspectos comunes en todas las instalaciones nucleares del país, a continuación, se describen algunos de los hechos que supusieron un salto (más o menos grande) o un desafío en esa historia para central nuclear Almaraz.

1984-Implantación del programa REDOS de reducción de dosis (ALARA)

A principios de los años 80, tras el arranque de las 2 unidades de Almaraz que tuvieron lugar en 1981 y 1983 ya se empezó a fomentar el concepto de ALARA (acrónimo del término *As Low As Reasonably Achievable*) en las prácticas de operación de la central en relación con la PR de los trabajadores y del medioambiente. Aunque este concepto, en esa época, no tenía un desarrollo procedimental importante, se dio un paso fundamental en su implantación con la realización de un seminario internacional ALARA en Almaraz en Noviembre de 1984, con la participación de todas las centrales nucleares españolas y de diversos países como Francia, Suecia, Reino Unido, Finlandia y Estados Unidos.

Este seminario realizado con el apoyo de Westinghouse, y el respaldo de la *American Board of Health Physics* y de INPO, supuso un espaldarazo importante y una base documental práctica a partir de la cual Almaraz (al igual que otras centrales) estableció un programas ALARA para la central, llamado programa REDOS (REducción de DOSis), con prácticamente todos los atributos básicos necesarios, y que lógicamente luego se fueron desarrollando y perfeccionando en revisiones posteriores, a partir tanto de las experiencia propias y ajenas, como del desarrollo de mejores herramientas de evaluación, gestión, formación, información y control en el ámbito de la PR.

Este programa fue evolucionando con el tiempo. Así, en 1995 vio la luz la revisión 0 del Plan de optimización de dosis de radiación (ALARA), con un conjunto completo de procedimientos que lo desarrollaban, formando parte del reglamento de la Central, recogiendo como referencias las publicaciones de la US-NRC (*Regulatory Guide* 8.8 y 8.10), ICRP (publicaciones ICRP 37, 56 y 60) y la directiva 90/641 de EURATOM.

Este documento fue revisado en 1999, cuando se publicó la Guía 1.12 del CSN *“Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares”*, que recogía la experiencia compartida por todas las centrales y el propio CSN en materia ALARA.

Por tanto, el programa ALARA, que dio sus primeros pasos a principios de los años 80, ha ido evolucionando con el tiempo y ha dado cumplimiento al principio ALARA, que ha formado parte de las normas básicas europeas de seguridad introducidas progresivamente en la legislación de cada uno de los países miembros y que quedó consagrado en la Directiva 96/29 de EURATOM, como la piedra angular de la Protección Radiológica.



Diploma de asistencia del jefe del SPR de Almaraz al seminario internacional ALARA

1984-Sala de Calibración

Igualmente, tras el arranque de las 2 Unidades de Almaraz en 1981 y 1983 respectivamente, se consideró necesario montar y licenciar una Sala de Calibración en la planta que permitiera la verificación y calibración de la instrumentación de medida de la radiación del servicio de protección radiológica de la central.

Esta instalación estaba dotada con fuentes gamma de Cesio y Cobalto, con actividades que permitieran cubrir todo el rango de medidas, desde valores inferiores al microSievert para medidas ambientales y en exteriores de Zona Controlada, hasta Sievert para los equipos tipo pértiga en zonas de muy alta radiación.

Estas fuentes estaban montadas en un blindaje contenedor tipo revolver, de tal forma que permitía exponer la fuente seleccionada, en tanto que el equipo a verificar se colocaba en un carril con regleta, de tal forma que, mediante la selección de la fuente y la distancia, se obtenía la tasa de dosis deseada para cada tipo de instrumento. Como medida de seguridad la sala quedaba bloqueada cuando se abría el obturador del blindaje-revolver y por tanto quedaba expuesta una fuente.

Para mantener la pirámide metrológica se contaba con un patrón secundario que se contrastaba periódicamente con el patrón primario del Ciemat con el que se caracterizaba la sala, de tal forma que se aseguraba la trazabilidad de las calibraciones.

Adicionalmente se contaba con un irradiador Beta y una fuente de neutrones de Americio-Berilio (que permite irradiación combinada gamma-neutrones), con sus correspondientes certificados de actividad para contrastar los detectores y equipos de medida de estos tipos de radiación.

Para el licenciamiento de la sala de calibración se requirió su catalogación como instalación radiactiva independiente de la instalación nuclear, con un supervisor de instalación radiactiva específico para la misma.

La sala de calibración, junto con el equipo de mantenimiento de instrumentación de protección radiológica que se formó en la Central, permitió realizar todas las operaciones de verificación y calibración de la instrumentación radiológica en la propia instalación, bien periódicamente o tras mantenimiento o reparaciones, sin depender de su envío a la Junta de Energía Nuclear o posteriormente al CIEMAT, lo que dio mucha mayor flexibilidad y dispo-



Blindaje contenedor de las fuentes tipo revolver



Panel de control de la sala de irradiación



Fuente de neutrones

nibilidad en la planta. Igualmente dio una mayor fiabilidad a las medidas, ya que permitía realizar verificaciones de los instrumentos tras realizar medidas, asegurando su idoneidad y sirvió para la comparación de la respuesta de diferentes equipos y tomar decisiones para su utilización o adquisición, lo que supuso un notable avance en las capacidades del servicio de PR en ese momento.

1986-Seguimiento radiológico del accidente de Chernobil

El 26 de Abril de 1986 ocurrió el accidente de Chernóbil. Aunque a través de los medios de comunicación ya había alguna noticia indicando que se había producido un accidente importante, fue el día 29 de Abril cuando el Consejo de Seguridad Nuclear se puso en contacto con las centrales para establecer un programa de vigilancia ambiental que permitiese evaluar el impacto radiológico de la nube radiactiva, si este era apreciable en España.

Para ello, en Almaraz se estableció un programa de medidas con recogida de muestras de aire (radioyodo y partículas) en las estaciones de medida de la red de Vigilancia Radiológica Ambiental. Este programa suponía el muestreo, recogida y envío al laboratorio para su análisis de muestreos cada 24 horas en algunas de las estaciones, manteniendo el muestreo semanal en otras para no romper con el programa de la central, a partir de ese mismo día 29 de abril.

Se movilizó al laboratorio de medidas ambientales (para Almaraz, GEOCISA), para que estuviese en condiciones de realizar los análisis de las muestras recogidas, en el menor lapso de tiempo posible.



Estación de muestreo del PVRA y muestreador de radioyodos de Almaraz

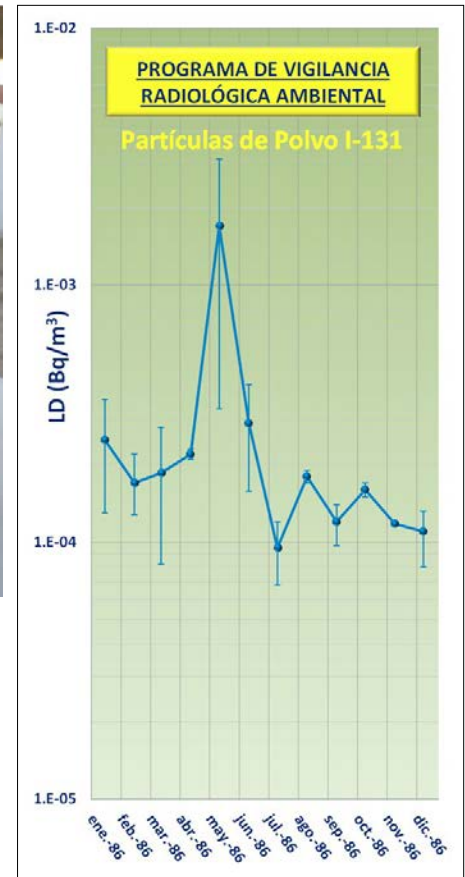
Los resultados de las muestras de aerosoles (Cesio y Estroncio) en Almaraz, no indicaron ningún valor significativamente diferente a los resultados que se obtenían tanto en el programa preoperacional como en el operacional.

Sin embargo, los resultados de Yodo en aire, que habitualmente eran siempre menores al límite de detección (LD) se mantuvieron así durante los muestreos de la primera semana tras el accidente, pero sí manifestaron actividades detectables de I-131 (sin ninguna relevancia radiológica por su bajo valor) a partir de la segunda semana, para volver a valores inferiores al LD a partir de la tercera semana.

Esta experiencia permitió evaluar la capacidad de activación rápida de los planes de vigilancia radiológica ambiental ante un suceso externo y sobre todo verificar que el diseño de los mismos tenía la capacidad de identificar cualquier variación radiológica por mínima que fuese ésta.

1989-Dosimetría neutrónica Albedo

A lo largo de la década de los 80 la dosimetría personal de los trabajadores, que inicialmente se realizaba mediante dosímetros de pluma (operacional) y película leída en la Junta de Energía Nuclear (oficial), fue pasando a dosímetros de lectura directa y dosímetros termoluminiscentes (TLD) respectivamente, (en el caso de Almaraz en ambos casos con equipos de la casa ALNOR), que supusieron un claro avance tanto en fiabilidad como versatilidad, cuando se trataba de exposición gamma.



Evolución de medida de Yodo en aire tras el accidente de Chernobil en Almaraz

La mayor dificultad en este sentido estaba ligada a la realización de dosimetría de neutrones. Inicialmente se utilizaban dosímetros de película específicos, así como dosímetros de pluma con Boro, pero la fiabilidad de la respuesta de ambos, aunque se reforzaba con dosimetría de área, era muy limitada.

Para intentar solventar este problema se acometió un proyecto de dosimetría de neutrones mediante dosímetros TLD Albedo que combinaban cristales de fluoruro de Litio 6 (sensible a los neutrones térmicos) con cristales de fluoruro de litio 7 (mucho menos sensibles a este tipo de radiación) lo que permitía evaluar la exposición mediante la diferencia de las lecturas de ambos cristales, pero con la dificultad añadida de que la sensibilidad dependía del espectro de neutrones.

Para solventar este problema, se realizaron un gran número de medidas de radiación neutrónica en las diferentes áreas del recinto de contención con detectores de área (STUDVICK y DINEUTRON) para caracterizar la planta, al mismo tiempo que se exponían dosímetros albedo sobre bloques que simulaban el cuerpo de una persona. Mediante todas estas medidas se encontró una curva de correlación entre las medidas de área y los dosímetros TLD albedo, válida para todas las situaciones de la planta y por tanto la posibilidad de tener una medida adecuada y rápida de dosis neutrónica en caso de estar sometido a la misma.

El nuevo procedimiento de asignación de dosis neutrónica combinaba las medidas de área en la zona de trabajo y la utilización de dos dosímetros albedo en pecho y espalda del trabajador (debido a la variabilidad direccional de los campos neutrónicos). Los dosímetros TLD se podían leer inmediatamente tras la intervención y asignar dosis neutrónica mediante la correlación evaluada. Esta dosis se contrastaba con la dosimetría de área tanto gamma como neutrónica y en función de unos criterios establecidos se asignaba la dosis de forma conservadora.



Equipos de mediada de neutrones STUDVICK y DINEUTRON



Dosímetro Albedo usado en Almaraz

Este procedimiento supuso, en su momento, un avance en la seguridad de la determinación de dosis neutrónicas, que, aunque suponían un muy pequeño porcentaje en la dosis colectiva de la central eran las que más incertidumbres presentan en su adecuada valoración.

1991-Red de vigilancia de la radiación en el entorno de la central REVIRA

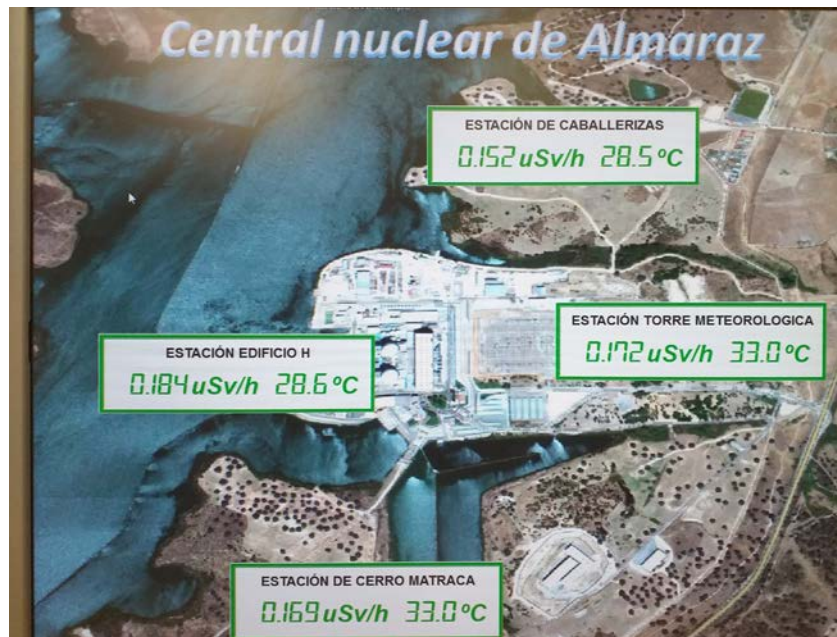
En el año 1991, como consecuencia tanto del accidente de Chernóbil y de las lecciones aprendidas en los ejercicios y simulacros de emergencia, se decidió instalar una red remota de vigilancia de la radiación en tiempo real en el entorno de la central con capacidad de transmitir los datos en tiempo real tanto a sala de control

como al Centro de Dirección de Emergencias.

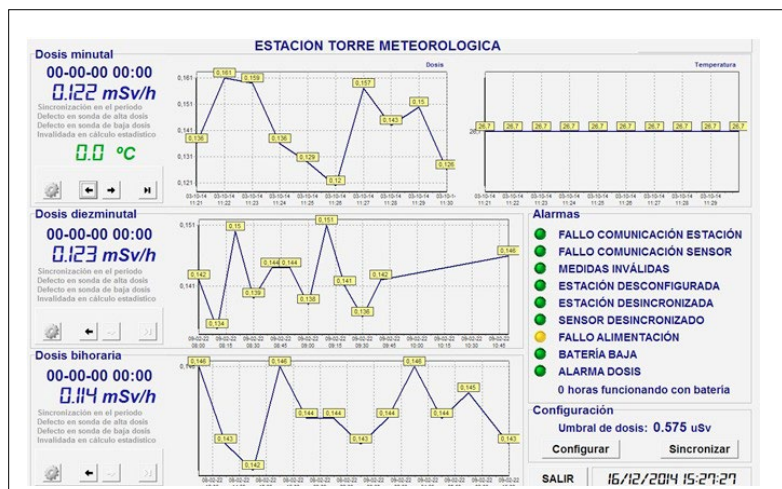
Hasta esa fecha se disponía de una red de detectores de radiación situados en diferentes ubicaciones que requerían de la presencia de una persona en la estación, que realizaba la lectura y transmitía esta por vía telefónica a los diferentes centros de decisión de la central.

Esto hacía necesario que las estaciones estuviesen ubicadas en lugares con presencia continua (cuarteles de la Guardia Civil) o que facilitasen el envío de un técnico a la estación para recoger las lecturas, pero además presentaba problemas de disponibilidad, bien por averías no detectadas, por dificultades de comunicación o de interpretación de las lecturas por personal no experto.

Para resolver estas deficiencias se montó una red de vigilancia radiológica en el entorno de la central (Red REVIRA) dotada con 4 detectores de GEONICA cubriendo las 4 direcciones opuestas (N, S, E y O), con transmisión directa y continua de las medidas a la sala de control y al Servicio de PR (SPR), mediante una aplicación centralizada.



Mapa de situación de estaciones de la red REVIRA



Presentación de datos de la red REVIRA

En aquel momento, en que las comunicaciones no tenían el desarrollo actual, la instalación de esta red que permitía seguir los niveles de radiación en continuo, analizar su evolución, verificar su operatividad y recibir cualquier tipo de alarma de forma inmediata sin requerir la presencia física de personal y su incorporación a las actuaciones del grupo radiológico en los planes de emergencia, supuso un cambio en las estrategias de toma de decisiones en caso de una posible emergencia.

1993- Implantación del NIRPLA (Niveles de radiación de la planta)

Aunque el trabajo de implantación del programa de niveles de radiación de la planta (NIRPLA) fue un proceso que llevo varios años hasta su implantación completa, puede decirse que para principios de la década de los 90 la gran mayoría de sus potencialidades ya estaban desarrolladas.

Esta aplicación permitía visualizar de forma sencilla las condiciones radiológicas de las diferentes áreas, cubículos o equipos de la planta, contemplando las tasas de dosis en los puntos más significativos, tanto en contacto como a 1 metro, las tasas de dosis en las áreas de trabajo, las zonas de baja radiación y los puntos calientes de la zona. Igualmente contemplaba los niveles de contaminación superficial y la contaminación ambiental para radioyodos y aerosoles.

A partir de estos datos se caracterizaba la sala o cubículo y se obtenían esquemas gráficos con la categorización por colores de la misma, permitiendo además obtener copia de los mismos que se colocaban tanto a la entrada como en el propio cubículo, de tal forma que el trabajador que debía acceder a la zona tenía una información completa clara y actualizada de las condiciones radiológicas en las que iba a realizar su actividad.

Para conseguir que esta aplicación fuese totalmente funcional, previamente se habían realizado dos actividades muy importantes:

- Realizar una modelización totalmente realista, al mismo tiempo que sencilla, de todas las salas, equipos y componentes de la central, identificando los puntos de interés radiológico de cada uno de ellos, de tal forma que las medidas se realizasen de forma sistemática y homogénea en el tiempo.
- Elaborar un programa de medidas, con frecuencia y tipo de medidas, a realizar por el SPR para asegurar una adecuada caracterización radiológica de la planta. Cada vez que se realizaban estas medidas se actualizaba la información contenida en NIRPLA y se actualizaba igualmente la señalización e información física en la Planta.

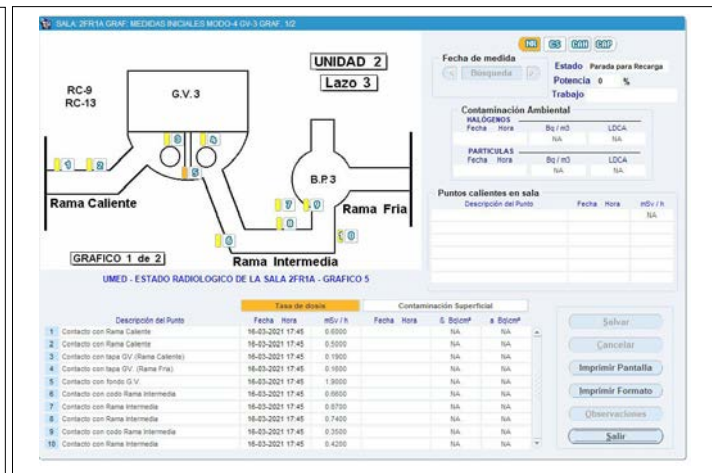
Además, el NIRPLA alimentaba directamente al programa de elaboración de permisos de trabajos con radiaciones (PTR) con la información actualizada, lo que facilitaba el establecimiento de las condiciones de trabajo en los mismos con la última información disponible.

Otra potencialidad del NIRPLA era que permitía ver la evolución de los parámetros radiológicos de cualquier punto de la planta a lo largo del tiempo, obteniendo alarmas en caso de variaciones bruscas no esperadas en las medidas, así como realizar este seguimiento en diferentes modos de operación de la planta (operación a potencia, recarga, parada no programada) ya que la situación radiológica podía variar significativamente en función de esta situación.

El NIRPLA se demostró rápidamente como una herramienta fundamental en la aplicación del programa ALARA, permitiendo realizar estimaciones de dosis realistas en la planificación de trabajos, delimitar zonas ALARA en la planta, realizar PTR de forma consistente e identificar rápidamente variaciones significativas de las condiciones de la planta y puntos calientes siendo por tanto un contribuyente básico en la reducción de dosis de Almaraz a partir de los años 90.



Esquema y medidas en NIRPLA de una sala



Esquema y medidas en NIRPLA de la caja de agua de un Generador de Vapor

1996-1997: Sustitución de los generadores de vapor

En los años 1996 (unidad 1) y 1997 (Unidad 2) se realizaron una serie de modificaciones en Almaraz que supusieron un cambio radical en la situación radiológica de las dos unidades.

La necesidad de cambiar los generadores de vapor por los problemas de corrosión que tenían, requirió acometer una operación muy compleja tanto operativa como radiológicamente. Ello supuso la necesidad de establecer una serie de medidas y procedimientos que en aquel momento fueron innovadores y entre los que cabe destacar las siguientes:

- Construcción y puesta en servicio de un nuevo control de acceso a Zona Controlada con unas condiciones de acceso totalmente mejoradas (acceso y dosimetría digital automatizada, doble control de pórticos con 2 niveles de detección, capacidad de vigilancia en remoto de los trabajos con cámaras de TV en tiempo real, instalación de vestuarios fríos y calientes con sus correspondientes lavanderías y equipos de medida).
- Tras visitar otras plantas que también acometieron estos cambios y recabar sus experiencias operacionales y de protección radiológica, se estableció un detallado programa ALARA para acometer estas actividades novedosas que entre otras actuaciones incluía el desarrollo de un programa de blindajes modulares específicamente diseñados y fabricados, diseño de zonas de espera, seguimiento en tiempo real de las dosis reales frente a estimadas, establecimiento de zonas de control intermedio dentro de contención y utilización sistemática de equipos ventilados para tareas críticas.

El resultado fue muy exitoso, por un lado, con unos resultados radiológicos al mismo nivel o incluso mejores que los mejores a nivel mundial, y por otro, si cabe más importante, con la consolidación de unos medios y procedimientos que se integraron en la forma de hacer de la planta.



Apertura de Contención para el cambio de los Generadores de Vapor

Adicionalmente, aprovechando la parada para el cambio de los generadores de vapor se acometieron los proyectos de sustitución de los *bay-pass* de los elementos de medida de temperatura de las ramas del primario (RTDs) y sustitución de la cabeza de la vasija del reactor. Estos cambios de algunos de los componente que más productos de activación aportaban al circuito primario por otros con unos materiales y un diseño específico para minimizar este aporte, supusieron una reducción drástica de las tasas de dosis de radiación en la planta (factores próximos a 3 en promedio) y por tanto de las dosis colectivas en posteriores recargas, pasando estas de valores de 2-3 Sv.persona a valores en el entorno de 0,5 Sv.persona y por tanto marcando un antes y un después en la protección radiológica de Almaraz.



Maniobra de salida de un Generador de Vapor

1999: Contaminación del circuito primario por Antimonio debido al fallo de una fuente neutrónica secundaria

En mayo de 1999 al comenzar la 13ª recarga de la Unidad I, se midieron niveles elevados de radiación producidos por la difusión de los isótopos radiactivos del Antimonio (Sb-122 y Sb-124) procedentes de una fuente secundaria de neutrones deteriorada.

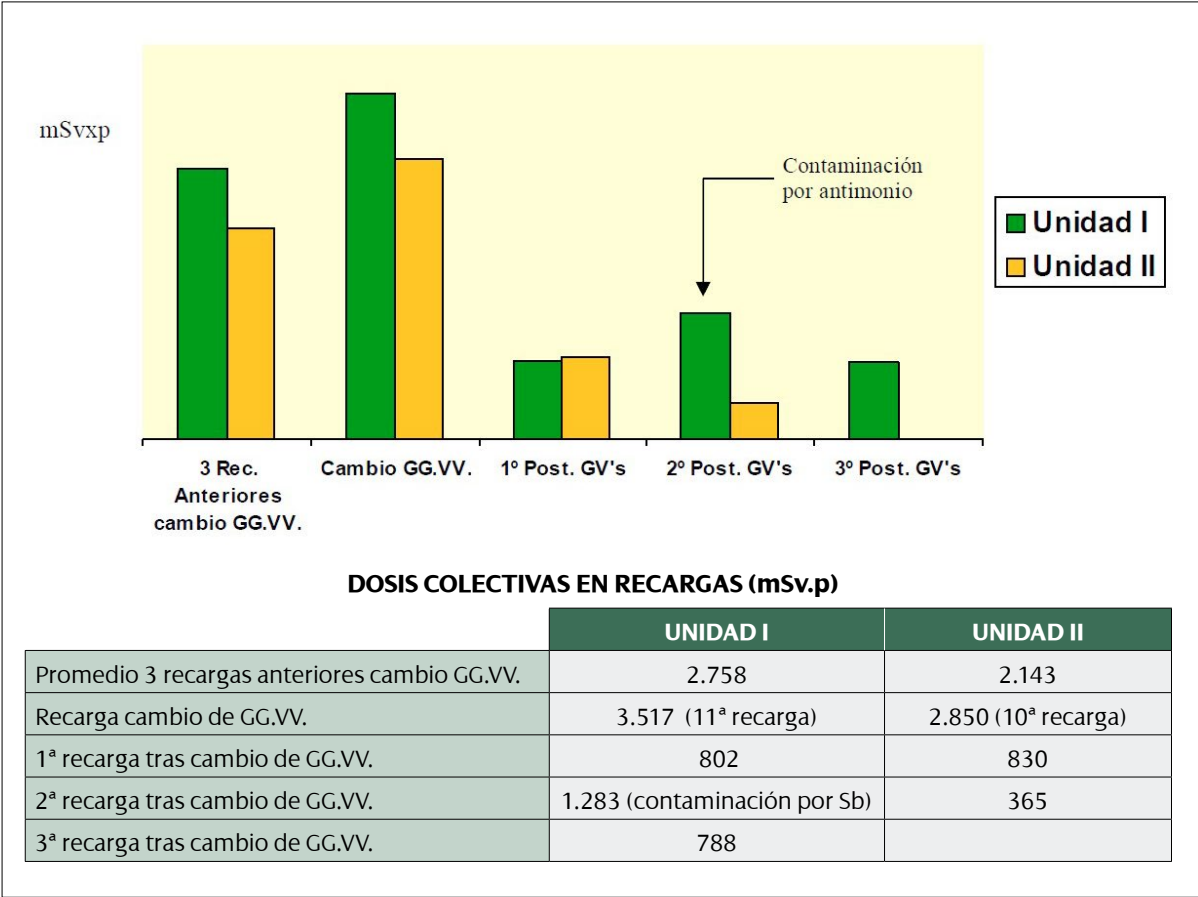
La rotura de una de las fuentes secundarias que operaban en la central, ocasionó que al realizar la adición de H_2O_2 para acondicionamiento del circuito primario, se alcanzaran concentraciones elevadas de productos de activación y un incremento generalizado de los niveles de radiación de la planta, que oscilaban en un factor entre 2 y 10 con respecto a las medidas iniciales de la parada de recarga anterior, ya que la variación de las tasas de dosis no era homogénea.

Debido a las características físicas que los isótopos de Antimonio presentan (emisores Beta y Gamma de altas energías y periodo relativamente corto) se tomaron una serie de medida por PR, ya que la condición de la planta era significativamente diferente a la habitual, entre las que caben destacar las siguientes:

- Suspensión de todos los trabajos hasta establecer un programa de medidas que permitiera caracterizar adecuadamente la planta en sus nuevas condiciones y la señalización y delimitación de la misma, con especial cuidado en la detección de puntos calientes.
- Información a los trabajadores de las nuevas condiciones radiológicas de la planta
- Verificación de la idoneidad de los equipos de medida de radiación y contaminación externa, así como de los dosímetros utilizados, teniendo en cuenta la nueva composición isotópica del término fuente de la planta.
- Atención especial a la dosis superficial y dosis al cristalino no controladas mediante dosímetros de lectura directa. Para ello se estableció un programa sistemático de lecturas de los dosímetros termoluminiscentes y se estableció mediante medidas en campo una correlación de dosis Gamma/Beta+Gamma en las zonas de mayor impacto.

- Uso de vestuario completo, incluyendo gafas o máscara para protección del cristalino y trajes ventilados para todos los trabajos con circuito abierto.
- Establecimiento de un programa reforzado de medidas en el contador de radiactividad corporal.

Estas medidas, basadas en la experiencia de otras centrales que habían experimentado el mismo problema, obtenida a través de INPO y WANO (*World Association of Nuclear Operators*), permitieron limitar el impacto de esta situación extraordinaria desde el punto de vista de PR y que se podría evaluar de una forma bastante aproximada como la diferencia entre la evolución de las dosis en la Unidad I y en la Unidad II en las diferentes paradas de recarga, que se puede ver en el siguiente cuadro. Es de destacar que, debido a su corto periodo de semidesintegración, el Antimonio solo tuvo un impacto menor en la recarga siguiente de la Unidad I, siendo despreciable en las siguientes.



Impacto en dosis del incidente de la fuente secundaria de Antimonio

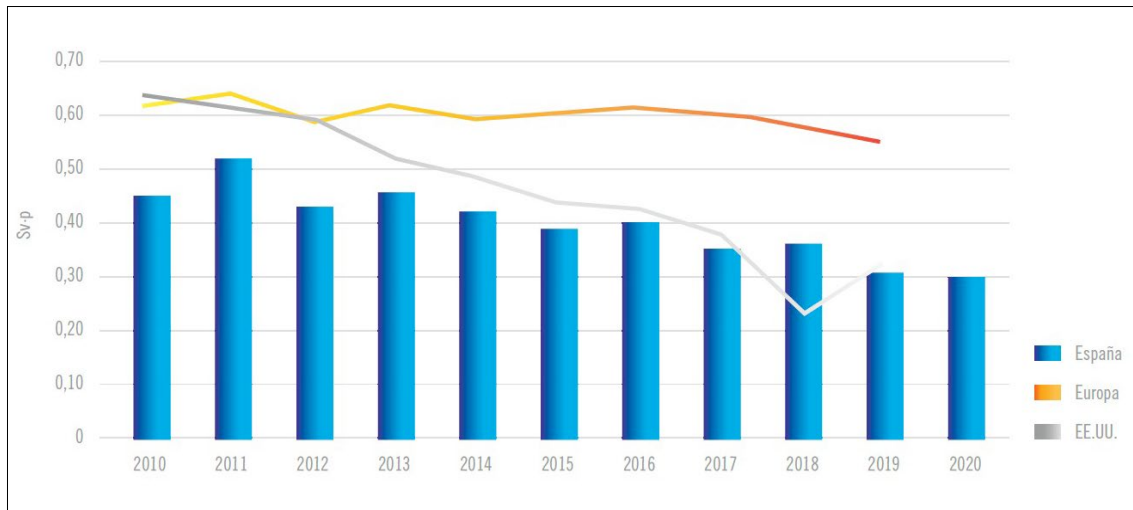
2022-Corolario

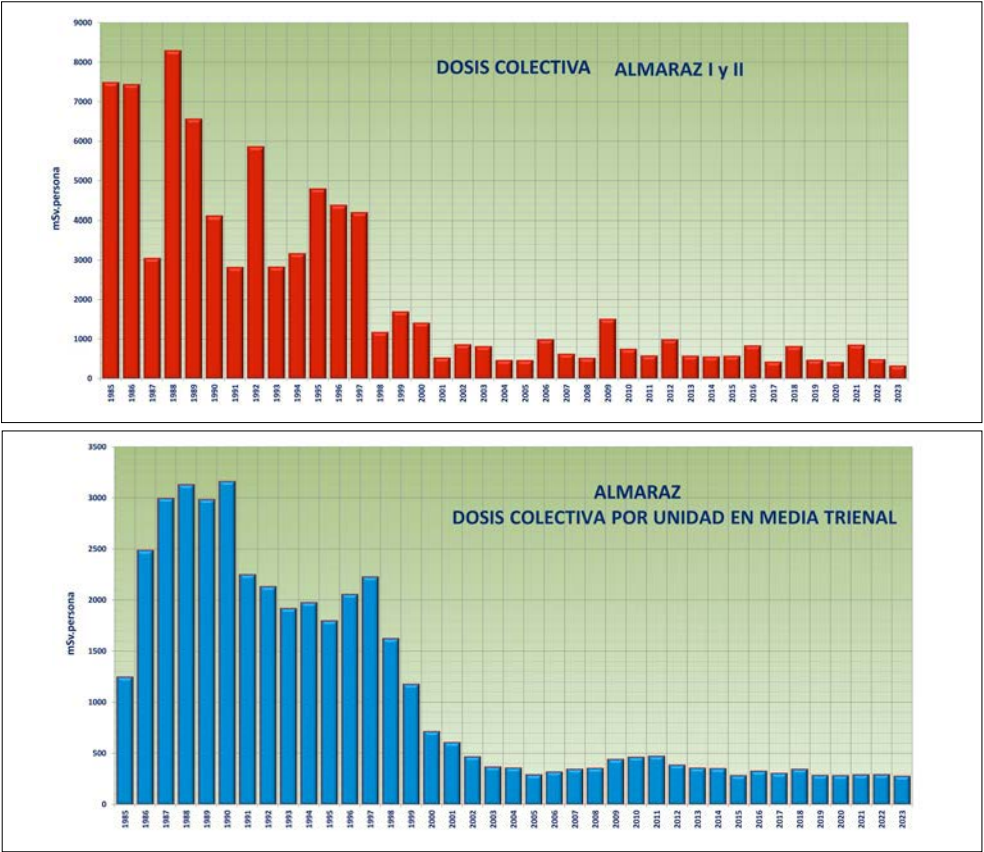
Aunque con la mirada actual (en el año 2022), algunas técnicas y prácticas descritas de PR en Almaraz puedan parecer, no solamente habituales y rutinarias hoy en día y sino que en algunos casos pueden estar ampliamente sobrepasados por nuevas formas de hacer, apoyadas en nuevos medios y metodologías, los “hitos” aquí señalados, junto con otras tales como:

- Programas de reducción del término fuente (eliminación de estelita y otros materiales contaminantes).
- La instalación de detectores de pórtico para el chequeo de materiales en las entradas y salidas de la central.
- La utilización de trajes autónomos ventilados conectados a la red de aire de las plantas en zonas contaminadas.
- El diseño de estrategias y procedimientos para la realización de trabajos bajo agua en las piscinas de combustible con riesgo de muy altas tasas de dosis.

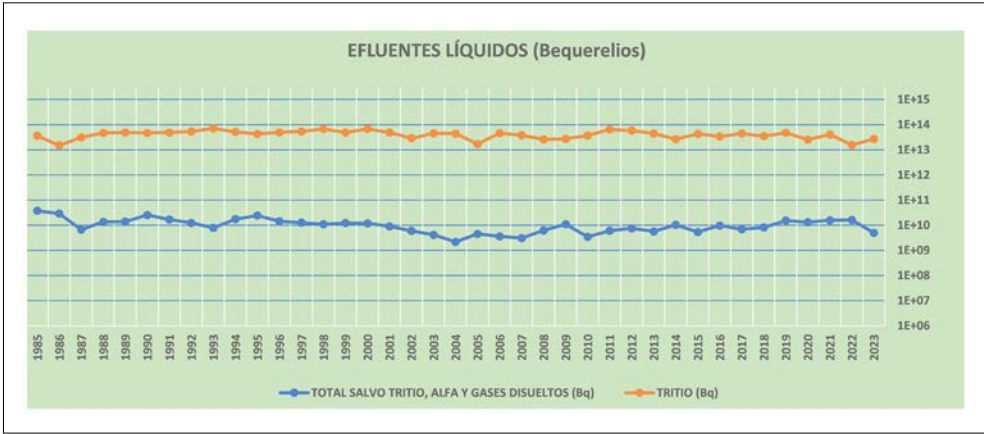
supusieron en los años de la década de los 80 y en los 90, un salto cualitativo radical en la PR, que puso a España entre los países punteros en el mundo en las prácticas de protección radiológica y fueron la base de la protección radiológica actual.

DOSIS COLECTIVA EN MEDIA TRIENAL POR REACTOR PARA REACTORES PWR

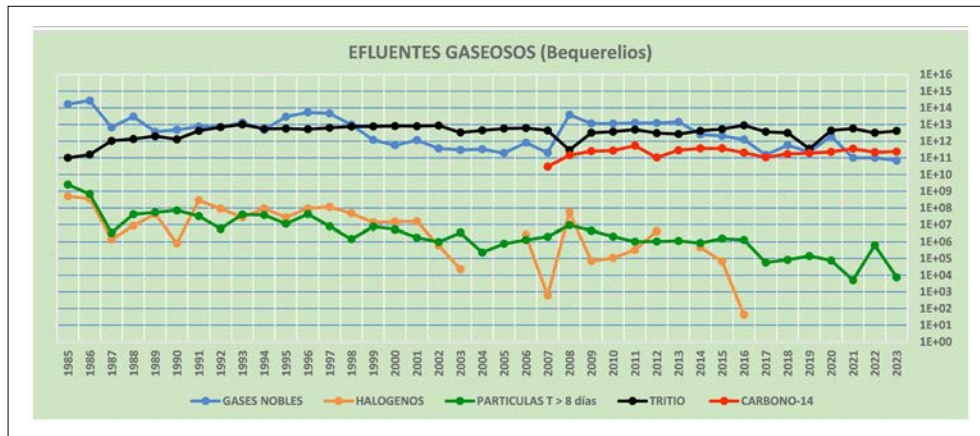




Evolución anual de la dosis colectiva de las dos unidades

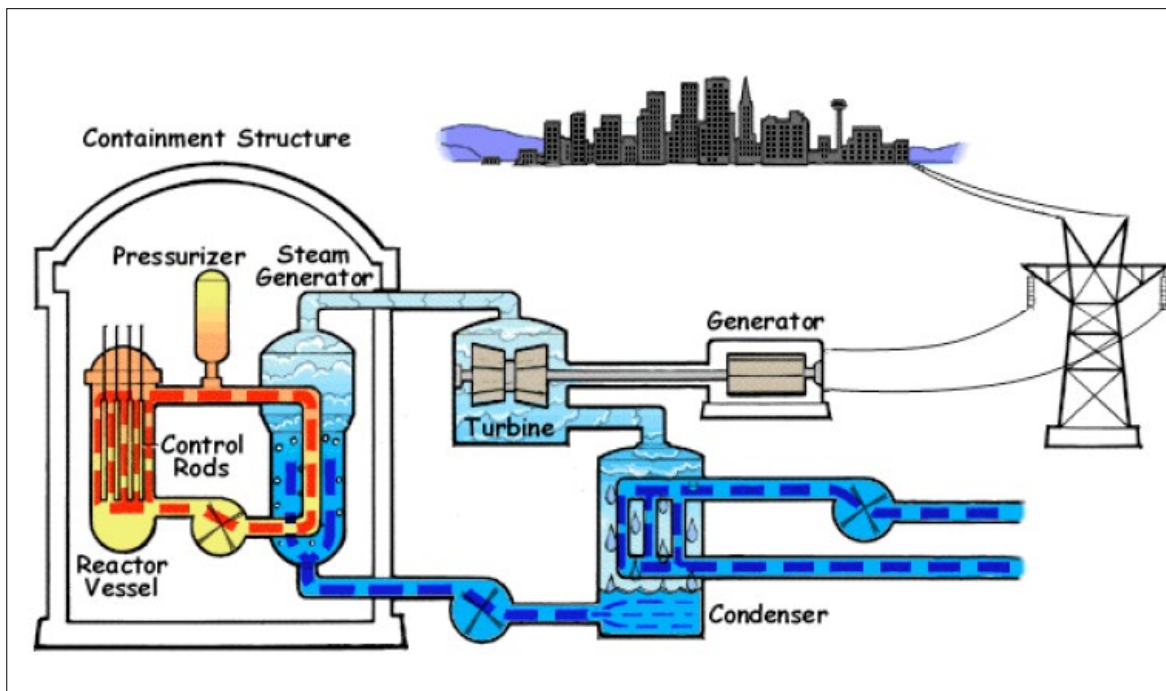


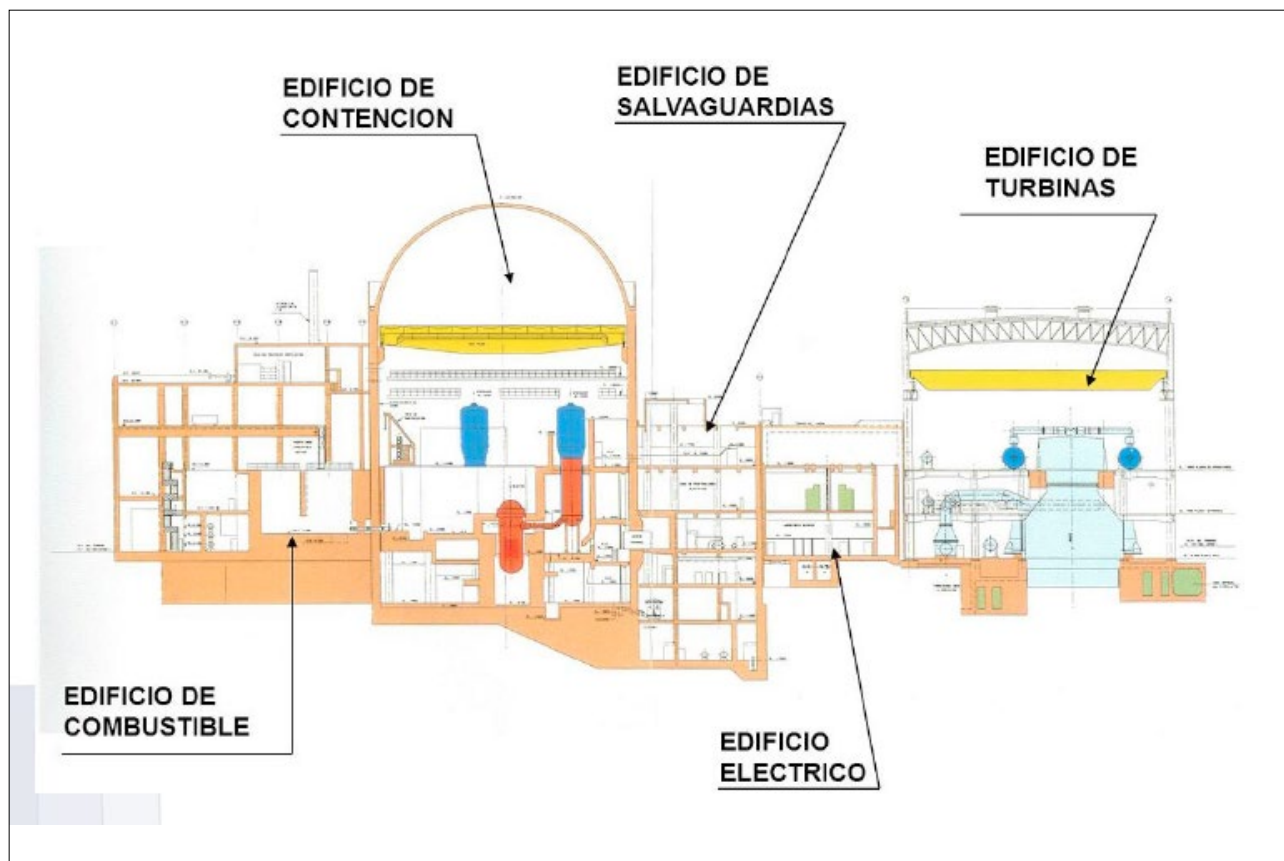
Actividad anual liberada en los efluentes radiactivos líquidos (Bq)

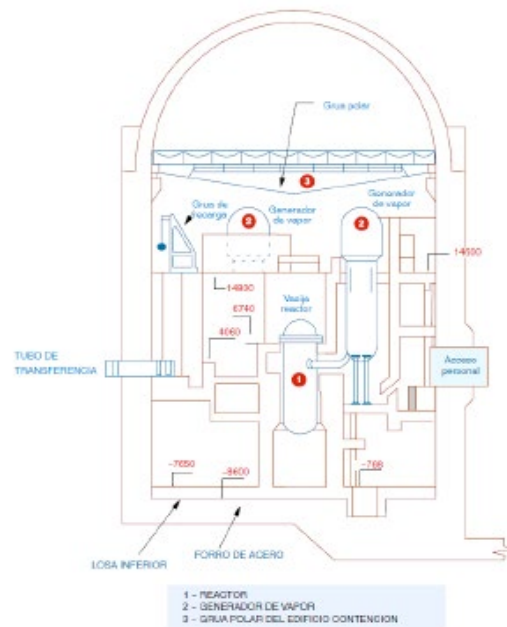


Actividad anual liberada en los efluentes radiactivos gaseosos (Bq)

Esquemas de la central









Andrés Leal Martín, Es licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid. Máster en Ingeniería Nuclear por la J.E.N.

Obtuvo el diploma de Jefe de Protección Radiológica por el CSN. Jefe de Protección Radiológica de la Central Nuclear de Almaraz desde sus inicios hasta 1987. Vocal y miembro de honor de la SEPR.



Domingo Sustacha Dúo es Licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad del País Vasco, Master del CIEMAT para Jefes de Servicio de protección radiológica y Master en Seguridad y Salud. Ha desarrollado su actividad laboral en la Central Nuclear de Almaraz desde el año 1982, Central para la que dispone del título de Jefe de Servicio de Protección Radiológica para instalaciones nucleares, concedido por el Consejo de Seguridad Nuclear y donde, desde 1987, ha dirigido el departamento de Protección Radiológica, Seguridad, Medioambiente y Emergencia. A partir de 2006 fue responsable del departamento de Soporte Técnico a la explotación (con las áreas de Ingeniería de Reactor, Química y Radioquímica, Factores Humanos y Experiencia operativa), y desde 2016, ya para las centrales de Almaraz y Trillo, dirigió el departamento de Formación y Seguridad y Salud. Ha sido miembro del Grupo de Protección Radiológica de UNESA, ocupando su presidencia durante un periodo de 2 años y miembro y colaborador de la Sociedad Española de Protección Radiológica. Ha compaginado su actividad profesional en las centrales con diversas actividades de formación y divulgación en foros nacionales e internacionales.



Luís Martínez de Angulo es licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid. Comenzó su vida profesional el año 1985 en la empresa GEOTECNIA Y CIMENTOS de Madrid hasta el año 1989 trabajando en distintos proyectos, algunos relacionados con el CIEMAT. En 1989 se incorpora a EMPRESARIOS AGRUPADOS en el área de Protección Radiológica participando durante unos años en diversas recargas de las centrales nucleares de Almaraz y Trillo hasta el año 2003. En el año 2004 se incorpora a la plantilla de la Central Nuclear de Almaraz. En el año 2006 obtiene el Diploma de jefe del Servicio de Protección Radiológica otorgado por el Consejo de Seguridad Nuclear pasando a ejercer de Jefe de Protección Radiológica y Medio Ambiente de la central nuclear de Almaraz. A causa de una enfermedad limitante se reubica en un puesto de Apoyo a Dirección hasta el proceso de inicio de su jubilación por Incapacidad Permanente Absoluta en Marzo de 2018.

Central nuclear de Ascó

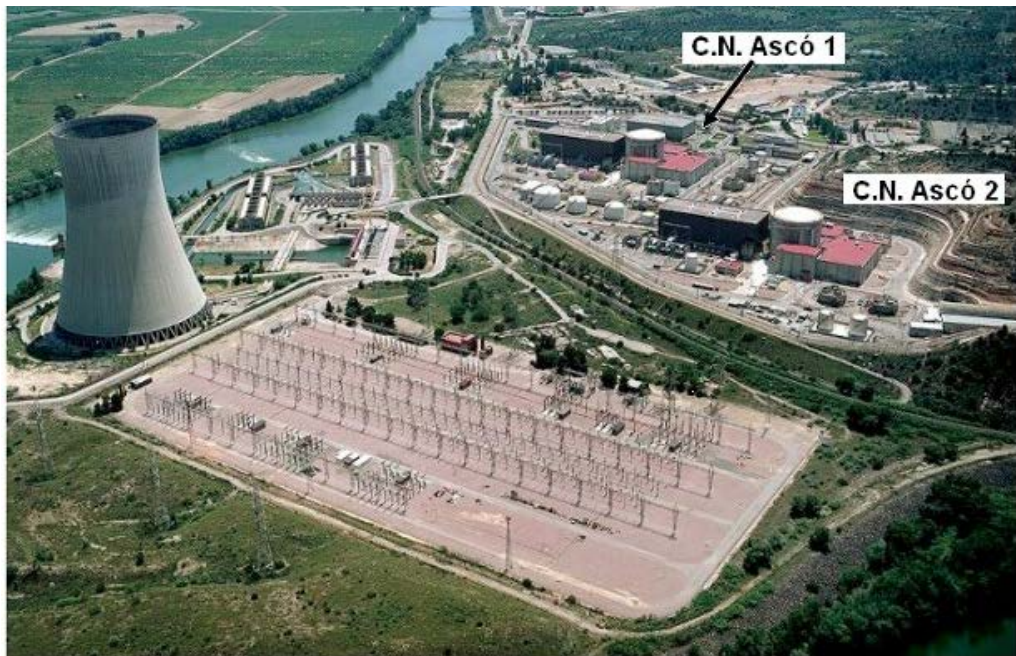
Francesc González i Tardiu

Introducción

La Central Nuclear de Ascó está situada al lado del río Ebro, en la provincia de Tarragona. Dispone de 2 reactores Westinghouse del tipo de agua ligera a presión (PWR) con circuitos de refrigeración de 3 lazos y una potencia eléctrica bruta actual de 1.032 Mwe para la Unidad I y de 1.027 MWe para la Unidad II.

La autorización de construcción fue otorgada por el Ministerio de Industria el 16 de mayo de 1974 (Ascó I) y el 17 de marzo de 1975 (Ascó II), alcanzando su primera criticidad en julio de 1982 y mayo de 1985 respectivamente. La primera sincronización a la red se realizó el 29 de agosto de 1983 en la Unidad I y el 23 de octubre de 1985 en la Unidad II y la operación comercial comenzó el 10 de diciembre de 1984 y el 30 de marzo de 1986 respectivamente.

El relato muestra cómo evolucionó, desde el principio de explotación, la protección radiológica (PR) en la organización general de la central y su encaje en la misma, mediante el Servicio de PR de CN Ascó, resultante del contexto nacional, internacional y regulatorio desde el inicio de la explotación. Este servicio se generó, en un principio, como una entidad disgregada facilitadora del conjunto de tareas que se llevaban a cabo dentro de zona controlada, hasta llegar a la etapa actual de adhesión a la cultura de seguridad orientada a la mejora del trabajo en equipo, mayor asunción de responsabilidades, proactividad y desarrollo de actitudes cuestionadoras y de autocrítica en la explotación de la central en todas las fases de diseño, planificación y ejecución de los trabajos con riesgo radiológico.



Central nuclear Ascó

Etapas evolutivas de la protección radiológica en CN Ascó

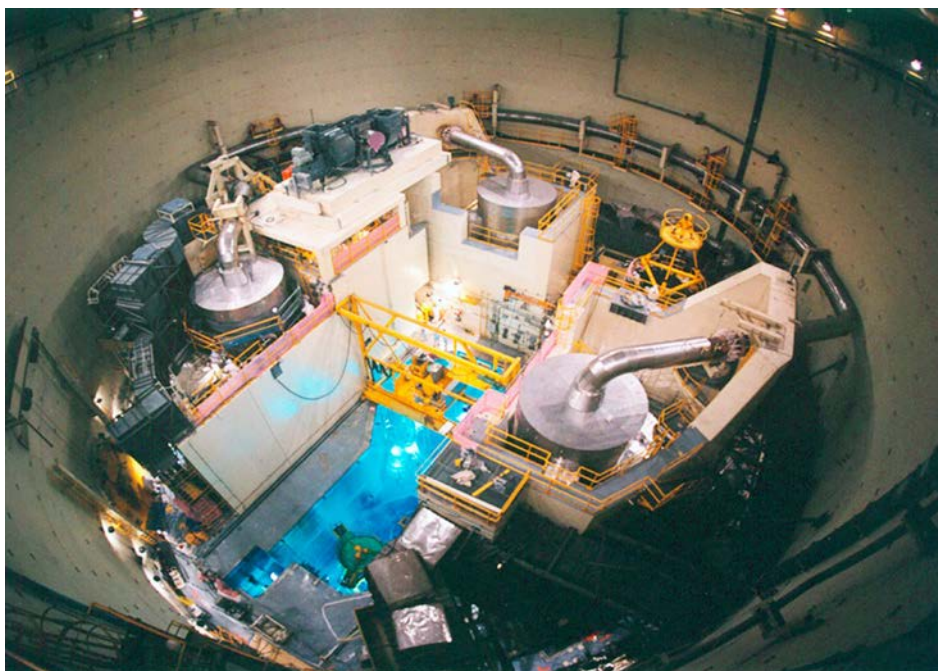
Una segmentación de las etapas evolutivas de la protección radiológica en la central que permiten apreciar los cambios significativos de roles en la operación, mantenimiento, planificación, ingeniería, actitudes, comportamientos y resultados de los principales indicadores radiológicos: dosis colectivas, dosis individuales máximas, dosis efectiva por efluentes y producción de residuos radiactivos sólidos, puede ser la siguiente:

Etapas evolutivas de la protección radiológica en CN Ascó

- Desde el inicio de la operación con riesgo radiológico de la Central (1983) hasta el 1990

Son años en que la organización típica de explotación disponía, con las dos grandes unidades operativas de operación y mantenimiento y una serie de unidades de apoyo como química, tecnología, ingeniería, etc., del servicio de protección radiológica (SPR) como facilitador de todos los aspectos de PR para el conjunto de actividades y tareas que se llevaban a cabo dentro de zona controlada.

La planificación de las actividades con significancia radiológica, determinadas por la organización fundamentalmente de recarga y de modificaciones de diseño, no integraban los aspectos radiológicos de ejecución (minimización del término fuente de radiación, optimización de la carga de trabajo,...) lo que a su vez comportaba una baja percepción a las radiaciones del personal expuesto de plantilla y de empresas colaboradoras, sobre el cumplimiento de normas generales y específicas de los trabajos con riesgo radiológico.



Recinto de contención

Estas particularidades, junto con unas deficiencias de diseño y de materiales de los generadores de vapor del sistema del refrigerante del reactor exigieron, desde momentos muy tempranos de la explotación, un intenso proceso de seguimiento y de incorporación de medidas paliativas de los mismos que, si bien no evitaron la necesidad de sustituirlos en la década siguiente, permitieron una operación segura sin incidentes y sin pérdidas significativas de disponibilidad de la central.

No obstante, el precio desde el punto de vista radiológico, fue una intensa ac-

tividad en estos equipos en periodo de recarga: microgranallado en la zona de la placa tubular, tratamiento térmico en la zona curvada, limpiezas químicas de cobre, taponado de tubos, extracciones de tubos, rigidez, enmanguitado, etc., así como inspecciones para seguir la evolución de los defectos, lo que supuso una carga de trabajo en dichas zonas radiológicas muy importante que, junto con la falta de incorporación de los aspectos radiológicos de planificación y ejecución, hicieron que los resultados de impacto radiológico de dosis colectivas, dosis individuales máximas y producción de residuos fueran los más elevados del periodo de explotación de la central (ver anexo).

En otro orden de cosas, como hecho destacable de este periodo conviene reflejar que el 22 de marzo de 1984, el pleno del CSN autorizó al SPR de CN Ascó a realizar los servicios de dosimetría externa e interna de la central.

Etapas de experiencia y fortalecimiento – El Programa de Optimización de Dosis de Ascó

- Desde 1991 hasta el año 2000

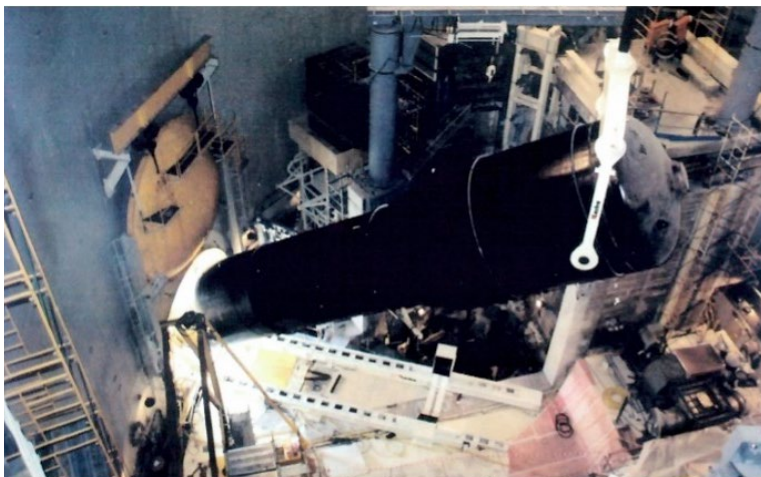
La determinación de esta etapa se focalizó en un inicio, en transformar la falta de adhesión radiológica del periodo anterior en una etapa de concienciamiento mediante la sistematización de parámetros radiológicos para conocer exhaustivamente el estado radiológico de la instalación, tanto en operación normal como en recarga, su influencia en las actividades a ejecutar, así como las actuaciones y modificaciones para reducir el término fuente de radiación en los periodos de recarga con el objetivo de disminuir dosis colectivas e individuales, vertidos de efluentes radiactivos y generación de residuos radiactivos sólidos.

Esta voluntad culminó con la aprobación, por la gerencia de la Asociación Nuclear Ascó (ANA), del programa de optimización de dosis en 1993, siendo tratado como un procedimiento general que endosaba responsabilidades e instrucciones a todas las direcciones y organizaciones de la empresa.

Su aplicabilidad iba encaminada al desarrollo de las actividades con significancia radiológica, por una parte, para gestionar la reducción del término fuente en elementos como productos de fisión, activación, efluentes, residuos radiactivos sólidos, sistemas, estructuras y componentes y en el manual de procedimientos, y por otra, a la realización de trabajos de inspección, prueba, operación, mantenimiento, etc., que presentaban un impacto radiológico potencial.

De la misma manera, se indicaba en dicho programa qué para todo trabajador, propio o contratado, que interviniese en zona controlada, ANA y las empresas colaboradoras deberían hacer respetar los principios básicos de optimización de dosis establecidos en el reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes (RPSRI) así como en la Directiva Comunitaria aplicable en ese momento.

Asimismo, el programa de optimización de dosis estableció una estructura orgánica por medio de una comisión de revisión ALARA (as low as is reasonably achievable), denominada posteriormente Comité ALARA, de carácter multidisciplinar, un coordinador ALARA (jefe de protección radiológica o persona delegada), y las unidades de actividad ALARA (grupos interdisciplinares para analizar y planificar actividades concretas formadas por personal de PR y de las organizaciones propias y contratadas), configuración que encajaba con las recomendaciones de la guía de seguridad 1.12 del CSN "Aplicación práctica de la optimización de la protección radiológica en la explotación de las centrales nucleares" de 10 de febrero de 1999.



Sustitución de los generadores de vapor

Con todo ello, se impulsaron actuaciones de reducción del término fuente entre las que caben destacar:

- Sustitución, por un sistema digital, del tubing y las válvulas del sistema de "by pass" de los detectores de temperatura por resistencia (RTD's) del primario que representaba una dosis colectiva entre 450 y 600 mSv.p por recarga, debido al "crud (productos derivados de la corrosión y el desgaste de estructuras y tuberías que resultan activados bajo radiación)" acumulado.
- Gestión del inventario y niveles de agua para blindar las tuberías del sistema primario del reactor.

- Actuaciones diversas para la sustitución de

la "stellita" (aleación de cromo-cobalto de gran dureza utilizada como recubrimiento de discos y asientos de válvulas para sistemas de elevada presión y temperatura)", por su alto contenido en cobalto.

- Modificaciones diversas en los sistemas de embidonado, en sistemas de drenajes de suelos y sistemas de tratamiento de desecho líquidos.
- La sustitución de los generadores de vapor (GV's) en ambas unidades, en 1995 y 1996 respectivamente, debido a las deficiencias de diseño y materiales, lo que significó un gran ahorro en dosis en las recargas posteriores por disminución del término fuente, las menores servidumbres de mantenimiento e inspección a que dieron lugar y el alargamiento de los ciclos operativos de 12 a 18 meses, que redujo el número de recargas a realizar.

De igual modo, se impulsaron actuaciones encaminadas a la reducción de tiempos de los trabajos a realizar, de las que cabe subrayar:

- El uso de herramientas robotizadas para las operaciones de inspecciones por corrientes inducidas en los GV's y en las penetraciones de la tapa de la vasija.
- Diversas modificaciones en los programas de recarga para facilitar tareas de mantenimiento como colocación de tapas ligeras en vez de "nozzle-dams (tapa de tobera)" en GV's y la conservación en húmedo de los GV's.
- Sustitución de amortiguadores mecánicos por *limit-stops* (amortiguador que limita el movimiento o desplazamiento excesivo de componentes en sistemas mecánicos evitando que excedan su rango de movimiento permitido lo que previene daños y fallos en el sistema) para reducir inspecciones en servicio.
- Nuevos equipos de tensionado de pernos de la vasija.

Por último, se realizaron varias acciones dirigidas a los trabajadores en relación con las actitudes y comportamientos, relacionadas con la formación y mentalización ALARA entre las que se distinguen:

- Inclusión en los planes de formación inicial y continuada la formación y mentalización ALARA acorde con los puestos de trabajo, así como para los trabajadores fijos de las empresas colaboradoras.

- Programas de formación específica en temas ALARA para todos los trabajadores expuestos.
- Actuaciones específicas para evitar la dispersión de contaminación radiactiva.
- Producción de videos y folletos en temas genéricos y específicos de PR, etc.

La materialización de todas estas actuaciones comportó, en esta etapa, una reducción significativa y mantenida de las dosis colectivas durante el periodo previo a la sustitución de los RTD's (resistance temperatura detectors) y GV's (1994-96), disminución que se agudizó después de dichas sustituciones a valores de dosis colectivas anuales hasta 6 veces inferiores a los de la etapa precedente. En relación a las dosis individuales máximas se acotaron las dosis a un valor inferior a 20 mSv y las dosis efectivas por efluentes se mantuvieron en valores globales entorno al $\mu\text{Sv/año}$ por unidad, si bien el inventario de actividad vertida decreció ostensiblemente. Por otra parte, la producción de residuos radiactivos sólidos que había alcanzado un máximo al final de la etapa anterior (1990) de 520 m³, fue descendiendo linealmente hasta llegar en el año 2000 a un volumen de 80 m³ (ver anexo).

Finalmente, como hecho a resaltar de esta etapa, cabe mencionar que se consiguió ampliar el alcance de la autorización concedida al SPR de CN Ascó para realizar la dosimetría



Formación radiológica



Sistema de termoluminiscencia

personal externa al personal expuesto que prestaba servicios en CN Vandellòs 1 (pleno del CSN de 3 de junio de 1996) y de CN Vandellòs II (pleno del CSN de 29 de enero de 1997). Dicho servicio de dosimetría externa autorizado disponía de un sistema de termoluminiscencia asociado a una operativa con factores de calibración individuales en cada dosímetro.

Etapas de consolidación

- Desde 2000 hasta el año 2008

Dentro del programa de gestión conjunta y aprovechamiento de sinergias de las centrales de Ascó y Vandellòs II, debido a la unificación en 1998 de ambas

bas AIE's (Agrupación de Interés Económico) en la Asociación Nuclear Ascó – Vandellòs II A.I.E. (ANAV), en el año 2000 se aprobó el programa de optimización de dosis de ANAV, en el que se reforzó la organización ALARA de toda la empresa estableciendo las figuras del comité ALARA, coordinador ALARA y unidades ALARA de la etapa anterior, integrando dicha estructura en el reglamento de funcionamiento de ambas centrales en fecha de 3 de diciembre de 2002.

En esta fase de consolidación, se impulsaron actividades de reducción del término fuente adicionales entre las que cabe destacar:

- El uso de gadolinio como veneno consumible para evitar que la alta concentración de boro no redujera el pH del circuito primario para reducir la presencia de productos de corrosión.
- Actuaciones en los elementos combustibles modificándolos a tipo MAEF (modified advanced european fuel para centrales PWR) con vainas y tubos guía de Zirlo (aleación de base circonio con niobio, estaño y hierro) más resistentes a las condiciones del núcleo, e introducción de rejillas protectoras contra la entrada de “debris (productos de desecho)” para evitar daños en las vainas.

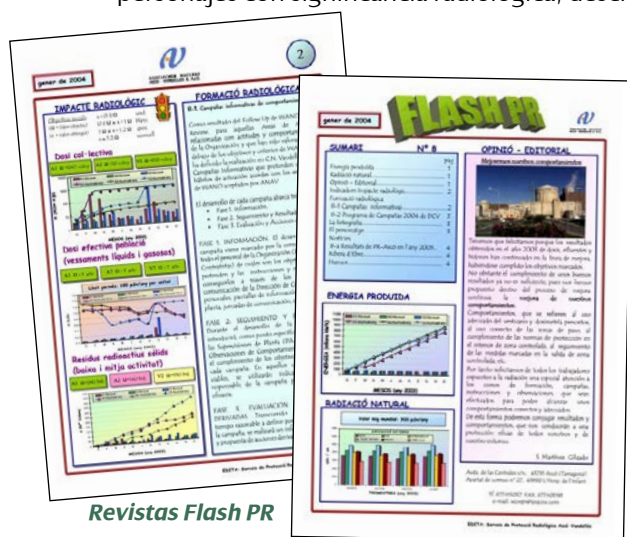
De la misma manera, se impulsaron actuaciones y proyectos que tuvieron influencia sobre las dosis colectivas como:

- La sustitución de las tapas de la vasija de Ascó I y II.
- La inyección controlada de zinc al refrigerante para reducir la corrosión de los materiales del circuito primario.
- La sustitución del sistema de vigilancia de la radiación de Ascó que, aunque no estaba directamente relacionado con la reducción de dosis, tuvo una gran importancia desde el punto de vista de la protección radiológica.

También se llevaron a cabo actividades de tipo formativo y divulgativo para fortalecer el cumplimiento de las normas de PR, fomento de la cultura ALARA y de la PR como la edición de una revista trimestral denominada “Flash PR” de 4 páginas que tuvo una duración de 4 años (2002 a 2005), y que contaba con secciones de opinión, indicadores de impacto radiológico, formación radiológica, fotografías formativas, breve biografía de personajes con significancia radiológica, descripción del entorno y una viñeta caricaturizada de humor.



Sistema de vigilancia de la radiación



Revistas Flash PR

Destacar también que se desarrollaron los proyectos específicos de desclasificación de residuos de muy baja actividad como: aceites, resinas, chatarras metálicas y carbones de Ascó.

Mención especial de esta etapa fue la de emprender la extensión de un estudio previo, efectuado por el servicio de PR de CNA, sobre dosimetría de neutrones en campos mixtos de radiación neutrón-gamma en el recinto de contención de la central, que indicó una caída lineal de las tasas de dosis neutrónicas entre el inicio y el final del ciclo operativo. Esta ampliación requirió, en colaboración con la UPC de Catalunya y la UAB de Barcelona, la caracterización espectrométrica del flujo neutrónico existente mediante esferas Bonner para corroborar los factores de calibración de neutrones en uso del sistema de dosimetría autorizado de CN Ascó. En noviembre

de 2004, al inicio del ciclo (Unidad I) y en marzo de 2005 al final de ciclo (Unidad II), se efectuaron las medidas que confirmaron la bondad de los factores de calibración utilizados.

Por otra parte, esta década contempló la incorporación del servicio de protección radiológica al sistema de gestión integrada (SGI) establecido en guías por INPO en 2005 y por el OIEA (Organismo Internacional de Energía Atómica con sede en Viena) (GS-R-3) en 2006, y asimiladas por ANAV, lo que dio lugar a impulsar en las actividades de la PR, el ciclo de mejora continua (PDCA), el programa de acciones correctivas (PAC) y formalizar indicadores y objetivos que fueron, a su vez, parcialmente integrados en el nuevo sistema de supervisión de centrales (SISC) establecido por el CSN.

Por último, en esta etapa se consolidaron los excelentes resultados alcanzados al final del periodo anterior, tanto en dosis colectivas, como



Recinto de Contención. Medidas neutrónicas mediante esferas Bonner

en dosis individuales máximas (acotando, en este caso, el tratar de no alcanzar los 10 mSv/año), dosis efectiva por efluentes y volúmenes producidos de residuos radiactivos sólidos, minimizando adicionalmente las contaminaciones personales (ver anexo).



SGI - Informes de autoevaluación

El suceso de partículas radiactivas de Ascó I - 2008

Por su gran trascendencia e implicaciones posteriores en la organización de ANAV y en la protección radiológica de la instalación, así como la repercusión mediática que tuvo el suceso de partículas, se describe sintéticamente lo ocurrido desde el punto de vista radiológico.

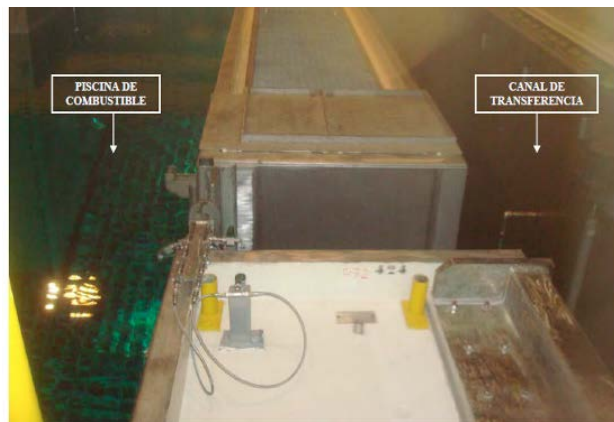
Durante el proceso de la recarga de Ascó I, y con el objeto de trasladar los elementos de combustible irradiados desde el reactor hasta su almacenamiento en la piscina del edificio de combustible, se mantiene conectada la cavidad de recarga de contención y el edificio de combustible a través del canal de transferencia, adosado a la piscina de almacenamiento y separado de ella por una compuerta abierta en recarga, de forma que constituye el trayecto para los elementos de combustible gastado entre ambos edificios.

Una vez finalizado el proceso de recarga, se coloca la compuerta entre el canal de transferencia y la piscina de combustible, se vacía el agua que llena el canal de transferencia, se descontamina chorreando las paredes y estructura, arrastrando la suciedad y partículas hasta un pocete de recogida de agua cuyos últimos restos (20 litros de agua y lodos decantados) se succionan mediante una aspiradora.

Una vez finalizado el proceso de recarga, se coloca la compuerta entre el canal de transferencia y la piscina de combustible, se vacía el agua que llena el canal de transferencia, se descontamina chorreando las paredes y estructura, arrastrando la suciedad y partículas hasta un pocete de recogida de agua cuyos últimos restos (20 litros de agua y lodos decantados) se succionan mediante una aspiradora.

Seguidamente se iza la aspiradora del pocete y se vierte, rápidamente de forma manual, en el agua de la piscina el contenido de la aspiradora, al igual que en todas las recargas precedentes en centrales PWR, para que

dicha suciedad fuese recogida posteriormente por los filtros de partículas y/o desmineralizadores del sistema de refrigeración de la piscina de almacenamiento. En esta operación, efectuada el 26 de noviembre de 2007, parte del agua vertida fue absorbida por las rejillas de aspiración de ventilación, pues previamente operación había puesto en marcha, desde sala de control, las dos ramas de ventilación del edificio de combustible en modo emergencia y supuso, como era habitual, la activación puntual durante el vertido de las alarmas de 2 detectores de vigilancia de contaminación ambiental del edificio por la radiación directa del contenido de la aspiradora y una dosis, previamente planificada, de 0,25 mSv a la persona que realizó el trabajo.



Edificio de combustible: Piscina de almacenamiento gastado y canal de transferencia

El edificio de combustible dispone de un sistema de ventilación formado por dos subsistemas de extracción:



Rejillas de ventilación por donde se aspiró una parte del agua de la aspiradora durante su vertido a la piscina

Lugar de vaciado de la cuba de la aspiradora

uno de emergencia, en el que el aire aspirado se conduce a un sistema de filtrado, antes de ser descargado a la chimenea a través de un colector común denominado "plénium" que recoge las extracciones de todos los edificios de zona controlada de la central, y otro de operación normal sin filtrado previo. Ambos sistemas comparten conductos entre las rejillas de aspiración y la entrada en el sistema de filtración y en la descarga al plénium tras los filtros.

El suceso consistió en la emisión al exterior a partir de las 12:24 h del 29 de noviembre de 2007 (2 días y 15 horas desde el origen del suceso), de parte de la contaminación en forma de partículas radiactivas que quedó depositada en el sistema de ventilación del edificio de combustible, cuando se paró el sistema filtrado de ventilación de emergencia y se arrancó el de ventilación normal sin filtrar.

En dicho momento la velocidad del viento era prácticamente nula, por lo que las partículas que salieron por la chimenea, por gravedad (eran partículas pesadas, no aerosoles), cayeron sobre la vertical de la misma, es decir sobre las terrazas de los edificios que rodean la chimenea y allí permanecieron hasta que un episodio de vientos intensos (5 de marzo 2008) las movieron y las hicieron caer de las terrazas al suelo en áreas próximas del exterior de zona controlada, en particular en la zona denominada "lenteja" (compuerta del edificio de contención).

Por este motivo, la detección de estas partículas en el exterior de zona controlada sucedió durante una operación de vigilancia rutinaria semanal en el entorno de la interfase de la zona controlada con el exterior, el 14 de marzo de 2008, y su origen se atribuyó a restos de contaminación de la última recarga, en una zona vallada

y no accesible donde se sitúan las penetraciones del edificio de contención, abriéndose un informe de investigación.

El tamaño de las partículas activas a su salida por chimenea era grande y fue del orden de decenas de micras.

No hay evidencias de la existencia de partículas pequeñas ($< 10 \mu\text{m}$) y por tanto de menor actividad (la actividad es proporcional al cubo del diámetro geométrico de la partícula), pues no se detectaron ni en el detector de partículas ni en el muestreador asociados a la chimenea. Tampoco se detectaron fuera del emplazamiento en las campañas especiales de vigilancia radiológica efectuadas (salvo 5 en el margen izquierdo del río Ebro), ni en los planes de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) de 2007 y 2008, ni en la red de vigilancia radiológica ambiental, ni en la red de alerta de la radiactividad de Protección Civil.

Tampoco se detectaron en los 2.811 controles de detección de radiactividad corporal de cuerpo entero efectuados, ni en los 21.441 controles de contaminación personal de salida de zona controlada entre 29 nov-07 y el 17 abr-08.

Tanto el número de puntos activos (1.579) como la actividad (415 MBq equivalente a 200 Tm de carbón) se localizaron mayoritariamente en el interior del doble vallado de seguridad de la Central, siendo muy pequeñas las cantidades recogidas fuera del emplazamiento (las 5 partículas mencionadas anteriormente).

En cuanto a las características de la distribución de las partículas, la deposición fue de baja densidad superficial: < 6 partículas/100 m² (en el entorno del edificio de Contención) y distantes entre sí. Presentaban un decrecimiento notable de la densidad con la distancia del foco de emisión. Eran fuentes radiactivas puntuales (asimilables a un punto de radiación) y la partícula de mayor actividad (4,67 MBq el 26/11/2007) implicaba una tasa de dosis puntual a 1 m en la fecha de la primera detección inferior a 0,5 $\mu\text{Sv/h}$ (zona libre).

Por consiguiente, la baja densidad superficial de las partículas hacía que la tasa de dosis en el área no se pudiese discriminar del valor habitual del fondo natural de radiación de $\sim 0.13 - 0.20 \mu\text{Sv/h}$. La detección solo se podía producir mediante detectores más sensibles en contacto con el suelo (no en área).

En relación a la probabilidad que las partículas, una vez depositadas en el suelo, pudiesen resuspenderse e incorporarse a una persona, por inhalación, ingestión, o deposición en piel, o pudiesen ser cap-



Chimenea y terrazas colindantes



Detectores de radiación de suelo

tadas a través de la ropa o calzado fue remota, debido, en primer lugar, a que las partículas eran óxidos metálicos (cobalto, cromo, níquel, manganeso, hierro, circonio y niobio) que hacía que la densidad de las mismas fuese elevada, no inferior a $5,5 \text{ g/cm}^3$, 2 ó 3 veces la densidad de tierras, áridos o arenas. Por otra parte, el tamaño de las partículas (decenas de micras) eran similares a los limos y arenas finas, lo que hizo, junto con su alta densidad que tuviesen una capacidad de resuspensión por la acción del viento muy reducida. Además, la capacidad de ser captadas por contacto directo fue muy limitada por tratarse de partículas secas. En segundo lugar, la densidad de partículas por unidad de superficie era muy pequeña, lo que hacía que la probabilidad de incorporación de una de estas partículas por resuspensión a una persona fuese como ya se ha comentado, remota.

Por último, los diversos controles radiológicos negativos efectuados: medidas de cuerpo entero y contajes rutinarios de pórticos a la salida de zona controlada ya mencionados, así como los 141.607 contajes rutinarios efectuados en los pórticos de salida del doble vallado de la central, colocados expofeso tras el suceso (abril – septiembre 2008), y finalmente, la ausencia de partículas en ropa y calzado de todos los técnicos de PR que intervinieron en todo el periodo de localización y recogida de partículas (3 – 4 meses), indicaron la probabilidad remota de incorporación o captación de partículas por parte de las personas que hubieran transitado por las zonas de deposición de las mismas.

Una vez se constató la ausencia de daño radiológico, el estudio del peligro de exposición (riesgo radiológico a las personas) se efectuó con todos los datos aportados a partir de escenarios probabilistas, para lo cual la Universitat Politècnica de Catalunya realizó un millón de simulaciones del suceso de liberación, con variables de cálculo conservadoras, concluyendo que sólo en un caso se superaría 1 mSv por inhalación y determinando que la probabilidad de deposición en piel sería inferior a 1 en 10.000 de superación del umbral de efectos deterministas, confirmado experimentalmente por no haberse detectado ningún caso de contaminación externa ni de lesiones en la piel.

Por otra parte el servicio de dosimetría interna de Tecnatom, efectuó cálculos con la morfología y tamaño real de las partículas liberadas, es decir partículas discretas muy poco solubles correspondientes a óxidos metálicos, determinando riesgos insignificantes para inhalación y nulos para ingestión, concluyendo que todas las partículas inferiores a 50 micras de diámetro geométrico, daban resultados de dosis integradas $< 0,5 \text{ mSv}$ (inferiores al nivel de registro de dosimetría interna) y que la probabilidad que una partícula produjera dosis por inhalación de 2,6 mSv (partícula de mayor tamaño y por consiguiente de mayor actividad encontrada – 4,67 MBq) el día más restrictivo (29/11/2007) era de 1 sobre un millón en el interior del doble vallado y de 7 sobre 1.000 millones entre el doble vallado y el vallado simple, por lo que se consideró que el riesgo asociado era irrelevante.

En esta línea, también se manifestó el CSN en su informe final de 30 marzo de 2009 en el que indicó que *“el riesgo real de exposición de las personas ha sido muy reducido”* y *“los resultados de los controles radiológicos personales efectuados permiten asegurar con un alto nivel de confianza, la ausencia de impacto radiológico real significativo en las personas (trabajadores y público)”*.

Finalmente, y en base a toda esta información se estableció que el episodio de liberación de partículas radiactivas discretas no comportó peligro para la salud de las personas.

En cuanto al impacto y riesgo radiológico al medio ambiente, los análisis del impacto ambiental y evaluación de los riesgos ambientales efectuados por la Universitat de Barcelona tras considerar todos los aspectos

aplicables: Inventario, física, química, tamaño, emisiones operacionales habituales, resultados PVRA, las distintas redes de vigilancia radiológica, controles radiológicos del Ebro (CEDEX, CAT), evaluación de riesgos a la población a través de cadena trófica y vías directas de exposición, concluyeron que el episodio no comportó ningún riesgo radiológico ni para el medio ambiente ni para la población exterior al emplazamiento de CN Ascó.

Para concluir, del análisis causa-raíz con metodología MORT (*Management and Oversight Risk Tree*), de las características del suceso y de cómo fue conducido por toda la organización de la empresa, se determinó que las principales causas del mismo fueron:

- Deficiencias en cultura de seguridad y en toma de decisiones conservadoras.
- Deficiente definición de responsabilidades, falta de sentido de propiedad y deficiencias de liderazgo.
- Escasez de recursos para formación, supervisión y experiencia operativa.
- Deficiente comunicación vertical y horizontal interna.
- Deficiente comunicación externa con el CSN.

Etapas post – suceso. Plan de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico

- Del 2009 en adelante

Con el objetivo de dar respuesta a las causas raíces del suceso y reforzar los aspectos organizativos y culturales para mejorar la seguridad en la operación y el desarrollo de todas las personas que trabajaban en ANAV se elaboró un plan de refuerzo organizativo, cultural y técnico (PROCURA), a través de grupos multidisciplinarios, en los que se analizó y consensuó la forma más adecuada de abordar las debilidades identificadas como prioritarias en el diagnóstico.

Como resultado de este proceso de análisis se definió un plan de mejora con cinco líneas de actuación que agrupaban acciones “SMART” (acrónimo en inglés que significa “específicas”, “medibles”, “acordadas”, “realistas” y “oportunas”) y una sexta línea transversal. Estas líneas de actuación fueron: políticas de seguridad; formación y capacitación técnica; proceso de toma de decisiones; trabajo en equipo y comunicación interdepartamental; proceso de identificación y resolución de problemas y la transversal de refuerzo cultural y de comportamientos (Programa RCC).

Este plan, en el ámbito de la protección radiológica y en el servicio de PR, comportó importantes mejoras y ampliaciones de los programas de control y gestión radiológica en el emplazamiento, todas ellas encaminadas a mejorar la cultura de seguridad de CN Ascó, lo que requirió una ampliación sustancial de medios humanos dedicados a estas tareas y también unos cambios organizativos que mejoraron la gestión y resultado de las mismas.

Esto ha implicado la creación de una unidad de ALARA



Acceso y salida de zona controlada. Tercer y último control radiológico de pódicos

operacional común para reforzar una serie de actividades como el control radiológico en áreas exteriores fuera de los grupos de potencia y del doble vallado: almacenes, talleres, vestuarios, áreas de influencia de transportes radiactivos, etc. así como ampliación de controles en arquetas eléctricas, pluviales, admisión y expulsión de aire de sistemas de ventilación en edificios dentro del doble vallado, viales, etc.

Todo ello complementado con una intensa formación en cultura de seguridad orientada a la mejora del trabajo en equipo, mayor asunción de responsabilidades y proactividad, y el desarrollo de las actitudes cuestionadoras y de autocritica.

Finalmente, ANAV incorporó en el 2010 la implantación del PROCURA en el plan estratégico.

Epilogo

Han sido diversas las personas que han formado parte de la historia narrada, desde Juan Cánovas, que por allá el 1975 entró en la organización de la futura explotación para ser el primer jefe del servicio de PR de la Central, pasando por Manuel Lizondo, que se incorporó a la misma en 1979 y que, junto con el autor de este texto, el 6 de marzo de 1986 se realizó el examen en el Consejo de Seguridad Nuclear para obtener el diploma de jefe del servicio de protección contra las radiaciones, en mi caso para CN Vandellós 1 y en el suyo para CN Ascó, Central a la que me uní en 1990, (después del incendio en una de las turbinas de Vandellós 1, que significó la suspensión del permiso de explotación)



- ① Juan CÁNOVAS, Jefe de Protección Radiológica
- ② Manuel LIZONDO, Jefe adjunto Protección Radiológica
- ③ Francisco GONZÁLEZ TARDIU, Jefe de Control Radiológico.



**Servicio de Protección Radiológica de CN Ascó. Equipo principal
año 2004**

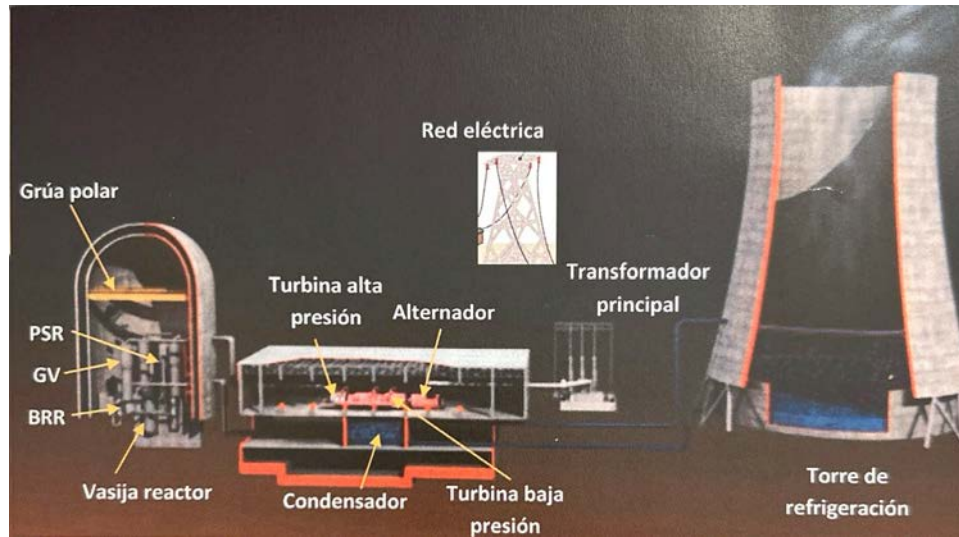
y de la que obtuve el título mencionado en 1992.

Ni que decir tiene que, en la mejora de la PR de la instalación, fueron fundamentales el resto del equipo y especialmente Josep Descarrega en la vigilancia radiológica y ALARA Operacional, Joan Casanova en Instrumentación de PR, Ernesto Franquet en dosimetría y tantos otros técnicos y monitores de PR que sin ellos, no se hubiese podido avanzar, con igual contundencia de igual modo, en dicha mejora.

Ahora es el momento de que el actual jefe de PR y los que le sucedan tengan la gran responsabilidad de seguir avanzando y mejorando, sin duda, la protección radiológica de la central.

ANEXO

a. Esquema general de CN Ascó



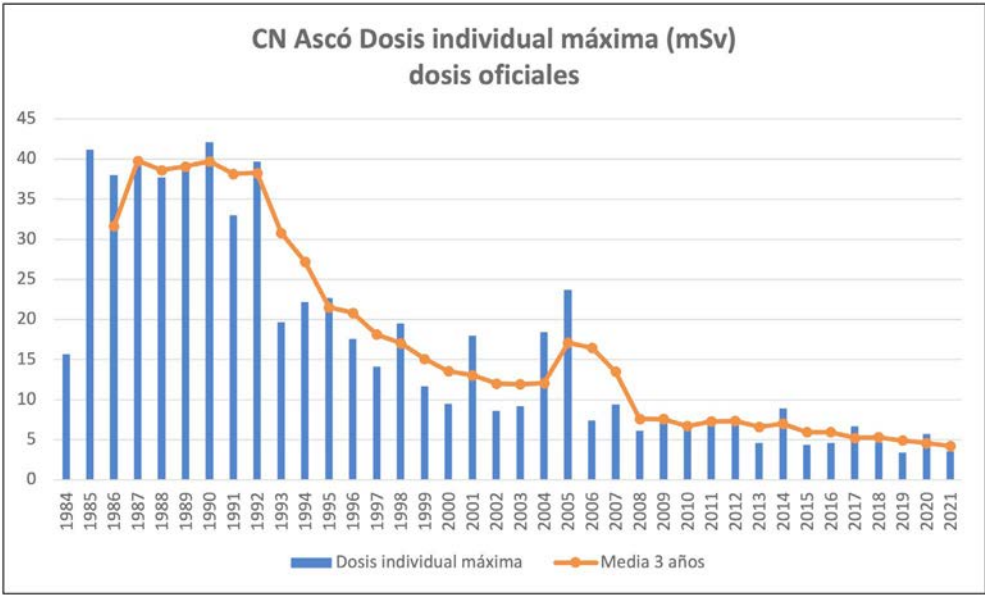
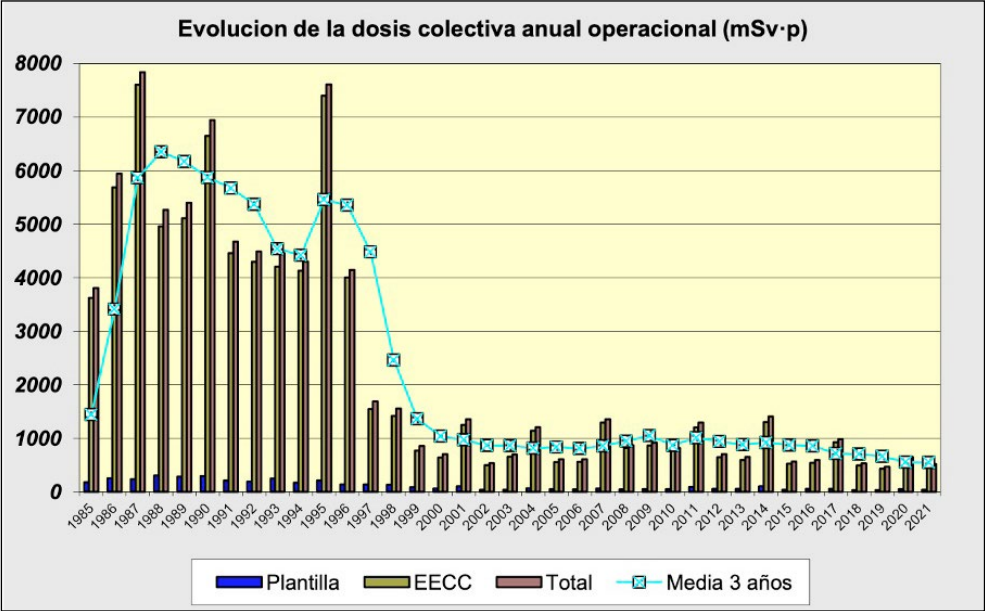
Edificio Contención:
Sistema primario
refrigeración reactor

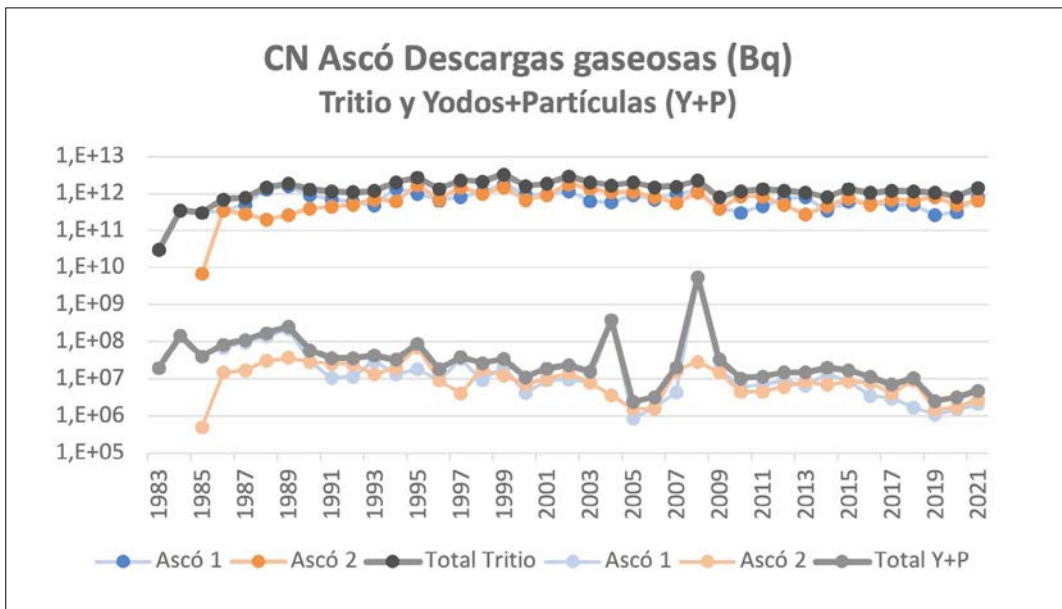
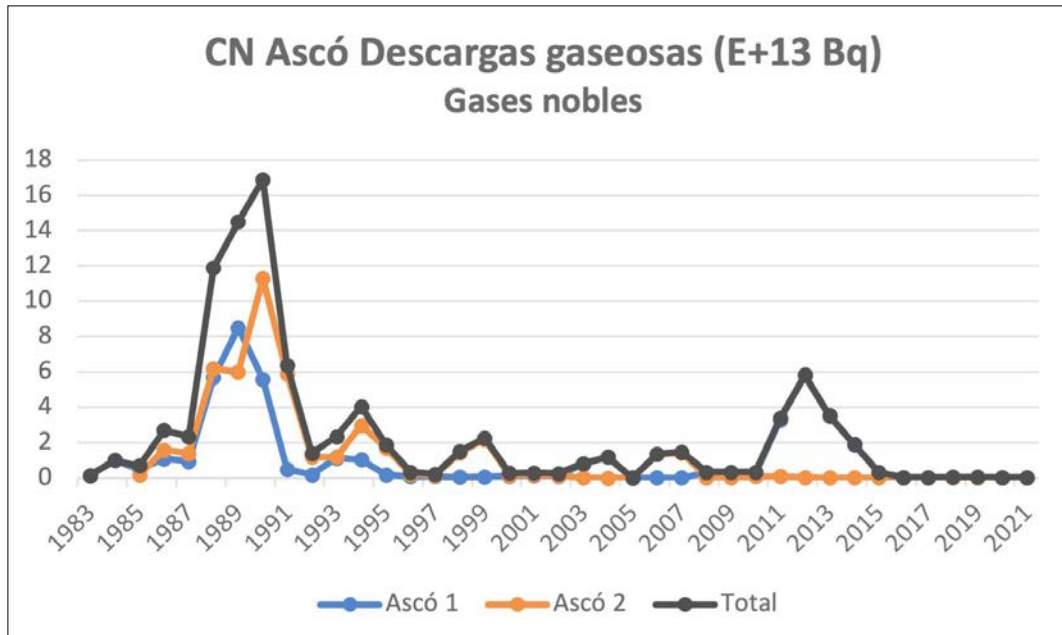
- PSR -presionador
- GV – generador vapor
- BRR – bomba refrigerante

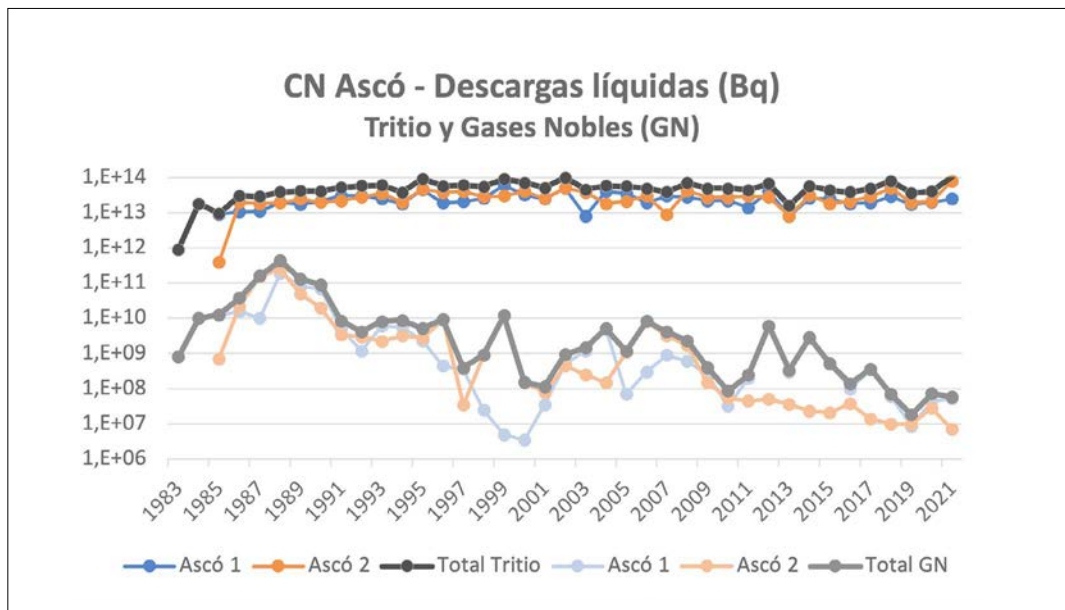
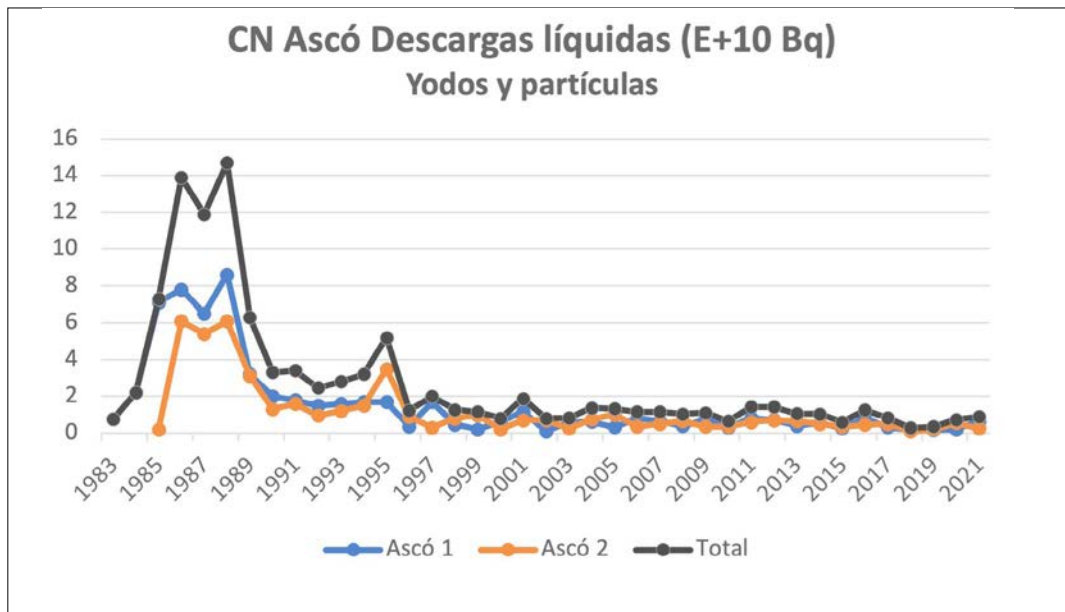
Edificio Turbinas:
Sistema secundario
de refrigeración

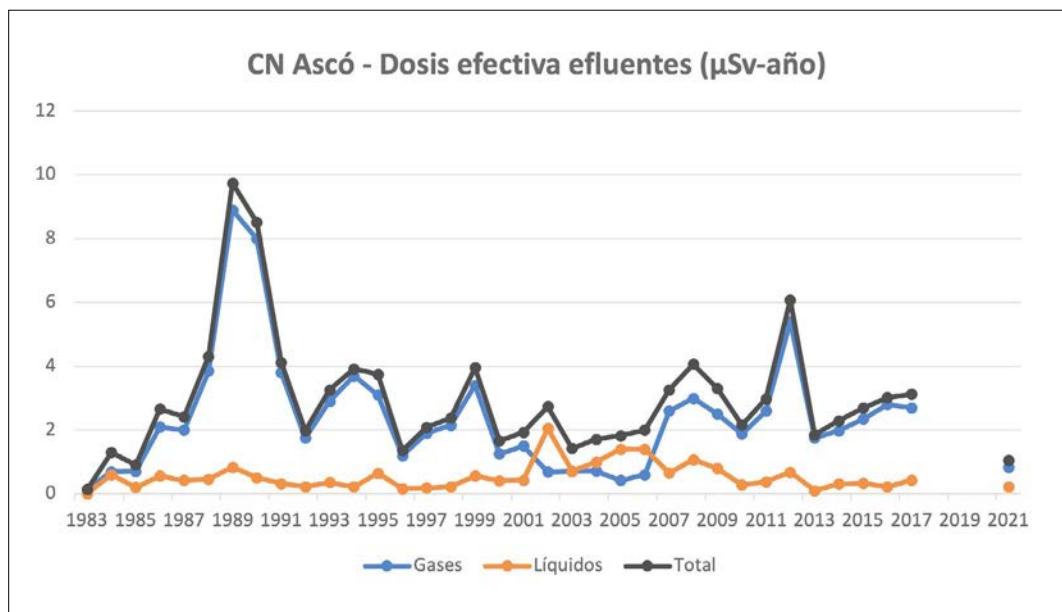
Torre refrigeración + rio Ebro
Sistema final de refrigeración

b. Dosis de explotación de las dos unidades

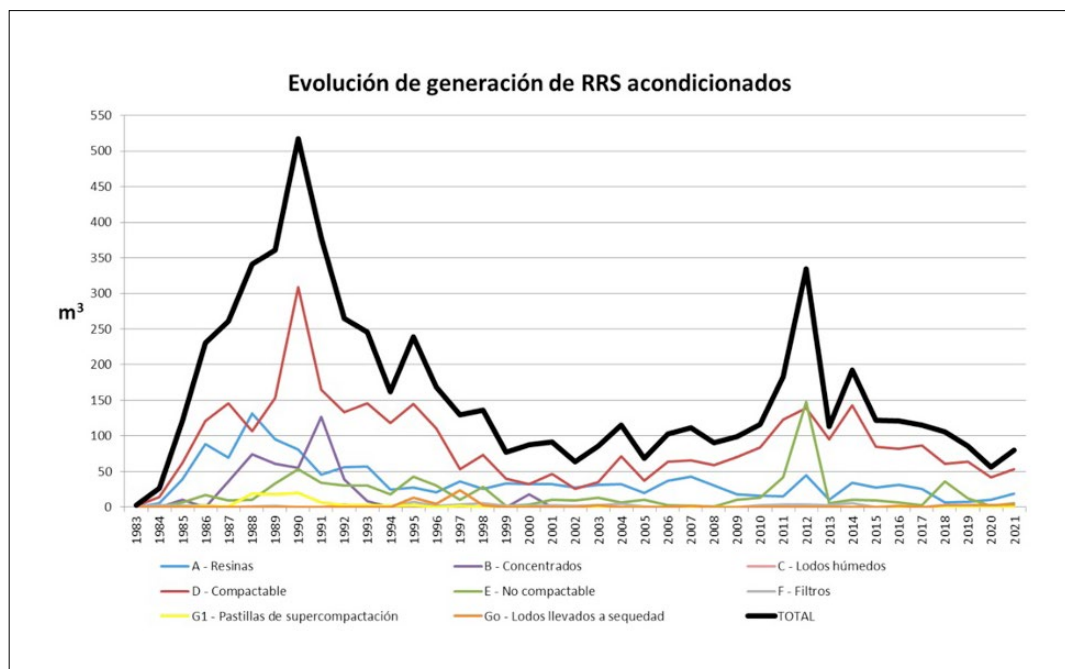


c. Efluentes radiactivos





d. Residuos radiactivos sólidos





Francesc González i Tardiu, es licenciado en Ciencias Físicas por la UA de Barcelona (1982), Máster en Ingeniería Nuclear (IEN/JEN, 1983), Diploma Superior en Protección Radiológica (IEN/JEN, 1984) y MBA (EAE/UPC, 2001). Asimismo, obtuvo licencias del CSN como Jefe del Servicio de Protección Radiológica en CN Vandellós 1 (1986), en CN Ascó (1992) y en CN Vandellós II (2000). Trabajó en los servicios de protección radiológica de CN Vandellós 1, entre 1983 y 1990 como subjefe del servicio, y de CN Ascó entre 1990 y 2008 siendo el Jefe del servicio desde el 2000. Ha participado como experto internacional en WANO Peer Reviews (Francia-Paluel), en el Comité organizador del Workshop on Occupational Exposure Management at NPP's del ISOE (Eslovenia) y en la redacción de normas UNE, así como en la presentación de más de 30 ponencias en España, Europa y Estados Unidos. Desde 2009 ha trabajado como staff en la Dirección de Control y Logística y como jefe de Administración y Servicios Generales de la Asociación Nuclear Ascó – Vandellós II, etapa en la que, durante 10 años (2013-2023), fue Vocal de la Comisión Técnica de la Sociedad Nuclear Española. Es miembro de la Sociedad Española de Protección Radiológica desde el 1984.

Central nuclear de Cofrentes

Ramón Almoguera



Central Nuclear de Cofrentes

La central nuclear de Cofrentes está situada en el término municipal de Cofrentes (Valencia), en la cola del embalse de Embarcaderos, en el margen derecho del río Júcar. Funciona mediante un sistema nuclear de producción de vapor formado por un reactor de agua ligera en ebullición, del tipo BWR-6 y recinto de contención tipo MARK 3, suministrado por la empresa estadounidense General Electric Company.

La central nuclear de Cofrentes empezó a operar el 11 de marzo de 1985 con una potencia instalada de 992 MWe y tiene concedida la renovación de la autorización de explotación hasta el 30 de noviembre de 2030. Posteriormente en el año 2002 se realizó un incremento de potencia hasta el 110% (1092 MWe) y en la actualidad y mediante otras mejoras, la potencia de la central es 1100 MWe (111.85 %).

En el Anexo II se muestran algunos esquemas y diagramas de la central y en el Anexo III la evolución histórica de algunos indicadores relevantes de protección radiológica.

Introducción

Fue el de los 90 un decenio muy frutífero para la protección radiológica (PR) en las centrales nucleares, pudiendo afirmarse que alcanzó gran parte de la madurez de la que goza actualmente.

En estas líneas se hace un breve resumen sobre los desafíos encontrados y los avances logrados en la PR en ese decenio, ilustrando los conceptos con ejemplos y casos prácticos, reconociendo que mucho de lo conseguido fue fruto de un esfuerzo colectivo de las centrales nucleares españolas (CCNNEE) canalizado a través de los grupos conjuntos en UNESA (Asociación Española de la Industria Eléctrica), AMYS (La Asociación de Medicina y Seguridad para la industria eléctrica de UNESA), etc.

PR versus producción

A principios de los 90 la mayoría de las CCNNEE eran muy jóvenes y tras los difíciles periodos de las puestas en marcha primaba claramente la producción sobre otros aspectos. Los departamentos de Operación y Mantenimiento (O&M) eran los que marcaban las prioridades de la instalación para favorecer la producción de energía eléctrica. En este periodo se comienza a consolidar por parte de las empresas propietarias la cultura de la PR, con el objetivo de llevarla al mismo nivel que la prevención de riesgos laborales (PRL). La labor del Servicio de PR (SPR) era complicada pues suponía requisitos adicionales en las actividades realizadas por O&M. Se podrían destacar entre otros muchos cuatro puntos que mitigaron si no resolvieron la anterior situación:

- a) El SPR pasó de un segundo nivel en el organograma a un primer nivel, dependiendo del Director de Central. Y tenía que haber dos Jefes de Servicio diplomados. Ambos requisitos fueron prescritos por el CSN.
- b) Los directores de central fueron en su mayoría renovados en aquellos años y fueron sensibles a la insistente demanda de apoyo de la dirección por los Jefes de PR. Este podría ser un ejemplo de cómo evolucionó en este sentido la percepción de la PR por parte de la dirección: i) O&M plantea una incidencia o queja de PR y el Director le pide cuentas al Jefe de PR; ii) el Director le pide cuentas a O&M de la incidencia o queja que ha traído; iii) el Jefe de PR trae una incidencia o queja de PR y el Director pide cuentas a O&M.
- c) Con el tiempo la cultura de la PR se fue integrando más en las actividades de O&M y también a otras disciplinas de soporte. Se evolucionó del elogio del buen profesional de mantenimiento, al reconocimiento y promoción de lo que hoy en día se conoce como “profesional nuclear”.
- d) CN Cofrentes lideró en España y en la industria nuclear mundial las certificaciones ISO, que resultaron ser una valiosa ayuda en la organización y gestión integral de la explotación de las centrales. En 1995 se obtuvo la ISO 9000 y en 1996 la ISO 14000, segunda central en el mundo tras una británica, certificada contra la BS7750, y primera instalación nuclear en España en conseguirla.

PR versus PRL

Respecto a cómo era percibido el riesgo radiológico se podía decir que se observaban ambos extremos no tan infrecuentemente como podría pensarse: i) exceso de confianza, más común entre el personal fijo de explotación, plantilla y contratistas, quienes, quizá por estar habituados a las radiaciones y ii) respeto, más propio de contratistas ajenos normalmente al trabajo con radiaciones pero que, por su especialización eran demandados en trabajos específicos. Hubo que gestionar ambas posturas con aproximaciones muy diferentes.

Pero quizá un aspecto que demandó mucha atención fue la gestión del equilibrio entre los riesgos convencionales y los radiológicos. Había trabajos que se desarrollaban en ambientes con muchas cargas de tipo radiológico, térmico, humedad, en lugares muy difíciles por las interferencias y tamaño de los espacios para moverse, (pozo seco o drywell) y si a esto se le añade la cantidad de EPIs (equipos de protección individual) necesarios, los trabajos se convertían en tareas muy exigentes. En tales circunstancias, una alarma del dosímetro personal, sabiendo que la evacuación del lugar era difícil, podía causar un riesgo convencional mayor que el que se trataba de mitigar. La lógica de que era preferible unos cuantos microSv de más que un hueso roto no siempre era entendido como algo lógico y natural.



Motor bomba sistema de recirculación B33

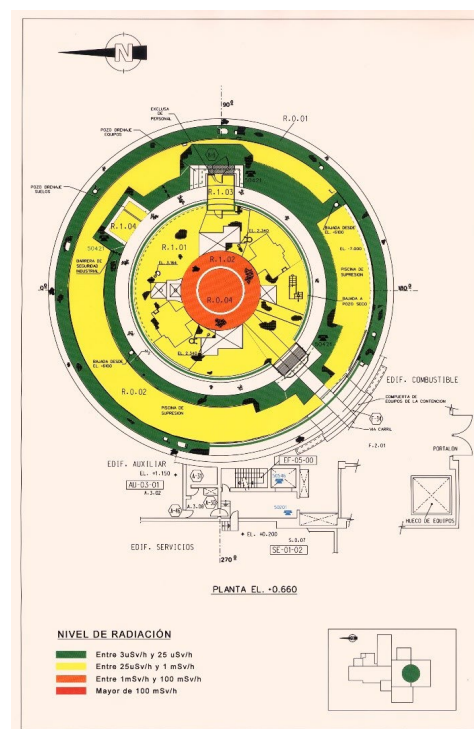


Válvula sistema B33

Trabajos en Pozo seco



Nivel de radiación interior válvula sistema B33



Niveles radiación cota +0.66 contención y pozo seco en recargas

Otro aspecto que merece comentario es el siguiente. En aquellos años entro en vigor la nueva ley de PRL, que obligaba a hacer una evaluación de riesgos laborales, para lo que el sector eléctrico eligió el método elaborado por AMYS (una breve descripción de ese método se incluye en el Anexo I). Se presentaba un problema aparente con el riesgo radiológico: la “intuición” dictaba que debería ser evaluado como importante, dadas sus connotaciones de percepción desproporcionada; sin embargo, la “razón” necesitaba lógicamente que fuera evaluado como tolerable o trivial pues si era moderado o importante habría significado que la gestión del riesgo era ¡¡deficiente!! En Cofrentes los servicios de PR y Médico hicieron un ejercicio conjunto para evaluar este riesgo sin prejuicios y de modo razonable llegaron a la conclusión de que era tolerable o trivial, lo cual fue adoptado por todo el sector. La justificación, en términos sencillos, fue que para los efectos deterministas la probabilidad de sobreexposición era muy baja y las consecuencias eran medianamente nocivas; y para los efectos probabilistas, los efectos eran nocivos pero la probabilidad muy baja gracias a la correcta aplicación del criterio ALARA.

		CONSECUENCIAS		
		Ligeramente Dañino LD	Dañino D	Extremadamente Dañino ED
Probabilidad	Baja B	Riesgo trivial T	Riesgo tolerable TO	Riesgo moderado MO
	Media M	Riesgo tolerable TO	Riesgo moderado MO	Riesgo importante I
	Alta A	Riesgo moderado MO	Riesgo importante I	Riesgo intolerable IN

Matriz de evaluación de riesgos

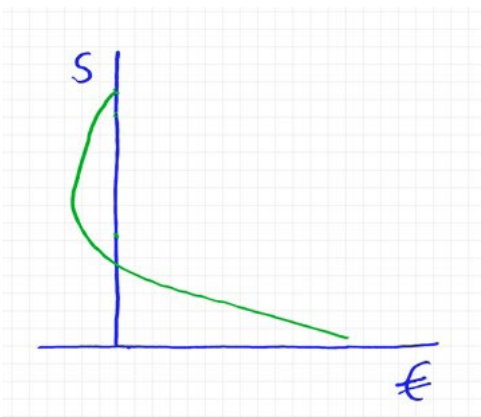
Gestión de la dosis colectiva

En los 90 comenzó a cobrar la importancia que merece el criterio ALARA. Las dosis individuales, en general, no constituían un problema, sin embargo, la dosis colectiva creció mucho en los primeros años de operación como consecuencia principalmente del término fuente y en casi igual medida por la escasa mentalización respecto del criterio ALARA. En aquellos años empezaban a usarse las comparaciones internacionales (ISOE The Information System of Occupational Exposure) y WANO (World Association of Nuclear Operators) principalmente y se creó una presión sectorial mundial para emular a los mejores. La dosis colectiva no era tanto un problema “sanitario” como de gestión u organización.

EDF tenía un modelo idealizado (ver gráfico abajo) que postulaba que los esfuerzos iniciales para optimizar la protección radiológica y en consecuencia reducir la exposición colectiva rendían beneficios empresariales en términos monetarios pues al optimizar la protección radiológica se optimizaban de paso otros aspectos como los tiempos de las tareas, los materiales usados, las duraciones de las recargas, las repeticiones de mantenimientos defectuosos, etc. Es decir, que la aplicación correcta del criterio ALARA no solo no requería inversión sino que era un “buen negocio”, una fuente de ahorros de tiempos y costes.

Si se representa en ordenadas la dosis colectiva y en abscisas el dinero (ahorrado o invertido) se aprecia que al principio la gestión se centra en reducir básicamente el factor tiempo hasta que llega el punto de corte con el eje de ordenadas a partir del cual para seguir bajando la dosis colectiva hay que invertir en bajar el término fuente.

En Cofrentes se acometieron ambos frentes al mismo tiempo, con magníficos resultados en el plazo de varios ciclos de operación (unos 5 años). Para organizar la consecución de este objetivo se utilizaron dos pilares de trabajo: i) el Plan Director de Reducción de Dosis, documento de máximo nivel en la pirámide de documentos de gestión de la central, y ii) la gestión presupuestaria de la dosis al modo en que se gestionaban los presupuestos económicos, con la correspondiente asunción de responsabilidades y rendición de cuentas.



Gestión de la contaminación superficial

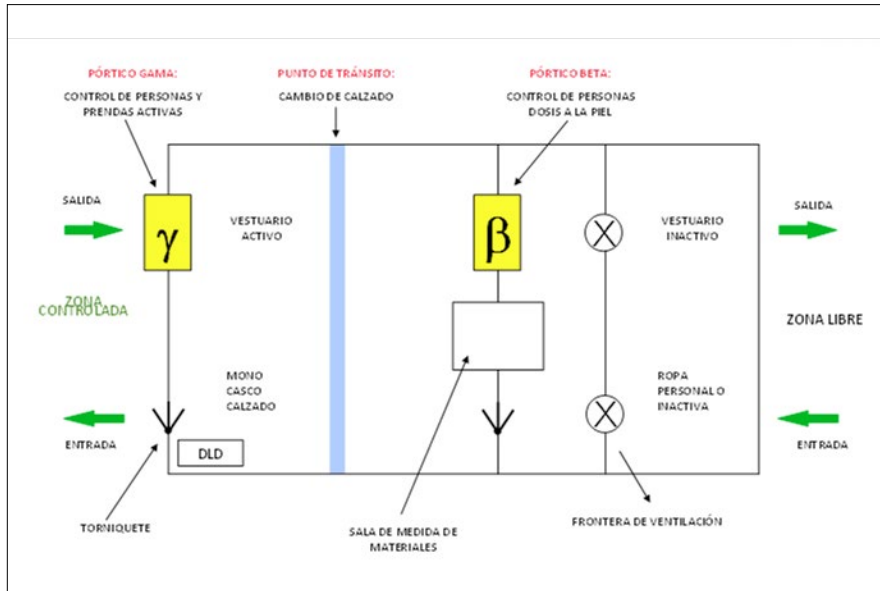
El diseño de Cofrentes incluía múltiples puntos de acceso a zona radiológica, normalmente desde el exterior al interior de edificios con contaminación potencial. Era el diseño típico de las centrales en USA. En dichos puntos había medidores de contaminación personal de cuerpo entero (tipo pórtico), tarados a 4 Bq/cm².

Para alcanzar las mejores prácticas a nivel internacional fueron visitadas las mejores centrales de referencia en Europa y se implantó un sistema mejorado de acceso a zona controlada con segregación total de vestuario y EPIs y separación de zonas de cambio de vestuario fría y caliente. El proyecto supuso cambios significativos que requirieron un proceso de adaptación de toda la organización, lógico dada la dificultad y disciplinas añadidas para entrar y salir de los edificios afectados, que eran la mayoría, incluidos los de turbina principal o BOP. Tras el periodo de adaptación el personal lo apreció como una mejora necesaria. El proyecto costó del orden de la decena de millones de euros.



Control acceso a zona controlada

Un esquema genérico de como quedó el acceso a zona controlada se muestra seguidamente:



En aquellos años ocurrieron varios desagradables incidentes en Europa relativos a ligeras contaminaciones detectadas en vehículos de transporte, en materiales evacuados como chatarra y en personas. Aun siendo los valores inferiores a los límites, como la radiación tiene la virtud o el defecto, según se quiera ver, que es detectable en pequeñísimas cantidades, los incidentes tenían exagerada repercusión pública y ponían en condición incómoda a los titulares y a los reguladores.

En Cofrentes se optó por la solución más completa y definitiva, que consistió en instalar detectores gamma con el nivel de detección más bajo posible a la salida y entrada del emplazamiento para vehículos y de la central para personas.

Este esquema de detectores en los límites del emplazamiento fue adoptado más tarde por todas las CCNNEE.



Monitor típico de vehículos



Balizas y pórtico gamma típicas de salida de central



Ejemplo baliza gamma instalada en Cofrentes

Gestión de la contaminación personal

Respecto a la externa hay decir que era más un problema logístico que sanitario, pues podía causar largas colas a la salida de zona controlada y saturación en la lavandería caliente. Por medio de la educación, concienciación y vigilancia y anticipación del SPR se logró resolver el problema.

Respecto a la interna, se puede decir que con el tiempo se fue aprendiendo a lograr un equilibrio entre la protección con equipos de protección personal (EPIs) y el riesgo de exposición, con el fin de evitar la sobreprotección, que causaba molestias a los trabajadores, pérdida de eficacia e incluso mayor dosis individual.

Medioambiente

En este apartado la gestión en Cofrentes era similar a las de las restantes CCNNEE, con un potente PVRA que confirmaba año tras año que el efecto de la central sobre el medio ambiente era despreciable.

Merece la pena destacar un ambicioso proyecto que fue implantado con el fin de añadir una barrera más en la prevención de liberación de líquidos radiactivos al exterior.

ANEXO I

CONSIDERACIONES SOBRE EL RIESGO LABORAL

Que se entiende por riesgo laboral: La posibilidad de que un trabajador sufra un determinado daño derivado del trabajo. Para calificar un riesgo desde el punto de vista de su gravedad, se valorarán conjuntamente la probabilidad de que se produzca el daño y la severidad del mismo.

Una forma de valorar el riesgo según lo anterior podría ser la expuesta en el cuadro siguiente:

		PROBABILIDAD		
		BAJA	MEDIA	ALTA
SEVERIDAD	BAJA	MUY LEVE	LEVE	MODERADO
	MEDIA	LEVE	MODERADO	GRAVE
	ALTA	MODERADO	GRAVE	MUY GRAVE

Con las siguientes pautas:

SEVERIDAD:

Condición peligrosa o acto inseguro que potencialmente puede dar lugar a lesiones o enfermedades profesionales, susceptibles de originar:

- BAJA: Pérdidas de tiempo para curas inferiores a un día o jornada y/o pérdidas materiales leves a la propiedad.
- MEDIA: Incapacidades transitorias y/o pérdidas materiales graves.
- ALTA: Incapacidades permanentes, muertes y/o pérdidas materiales graves

PROBABILIDAD:

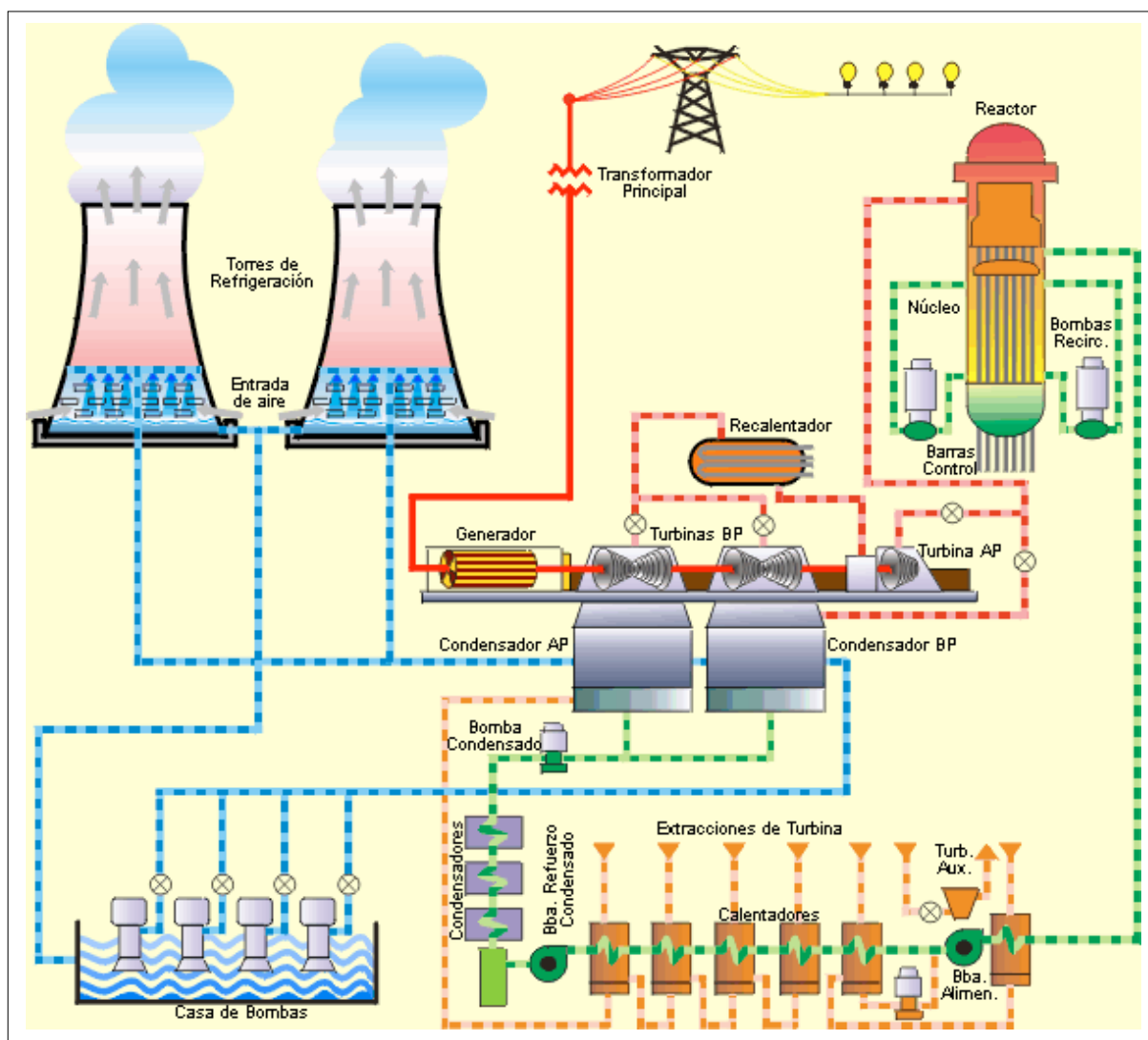
- BAJA: El daño ocurrirá raras veces
- MEDIA: El daño ocurrirá en algunas ocasiones
- ALTA: El daño ocurrirá siempre o casi siempre

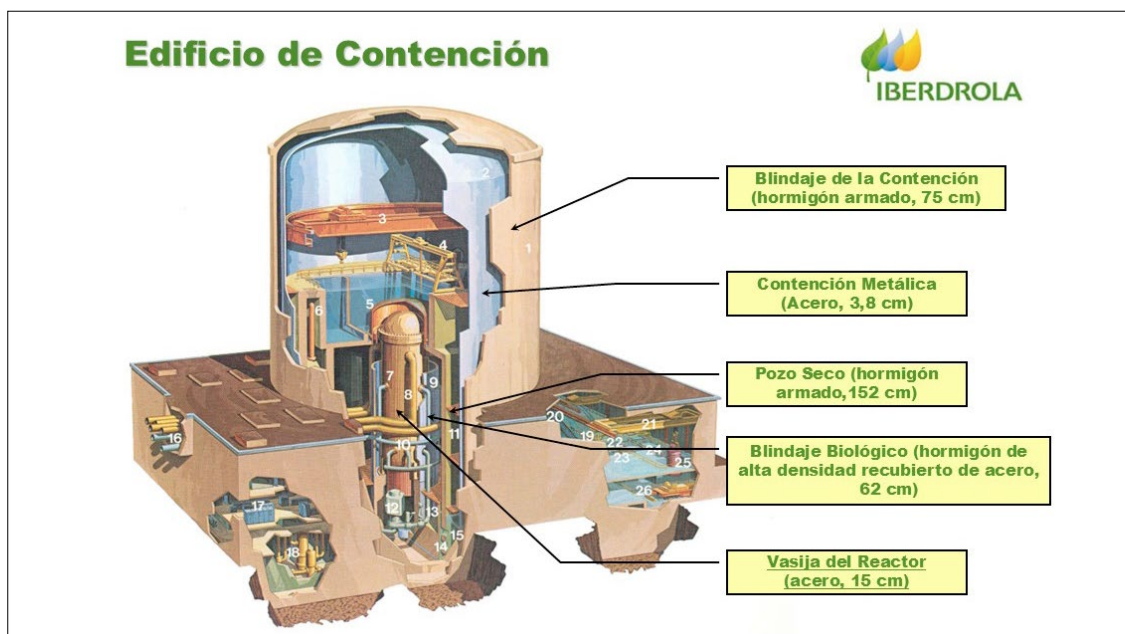
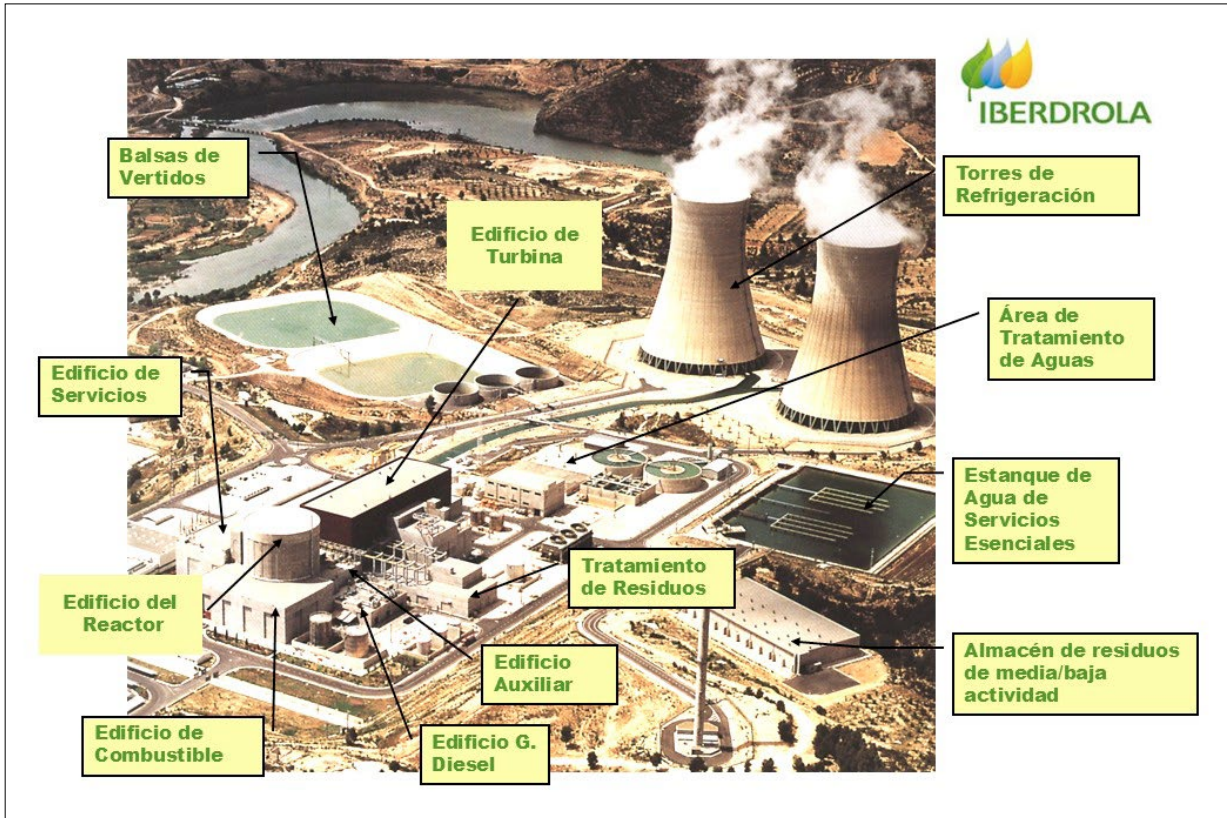
La tabla anterior también se puede definir de esta otra forma más reconocible

NIVELES DE RIESGO				
		CONSECUENCIAS		
		Ligeramente Dañino LD	Dañino D	Extremadamente Dañino ED
Probabilidad	Baja B	Riesgo trivial T	Riesgo tolerable TO	Riesgo moderado MO
	Media M	Riesgo tolerable TO	Riesgo moderado MO	Riesgo importante I
	Alta A	Riesgo moderado MO	Riesgo importante I	Riesgo intolerable IN

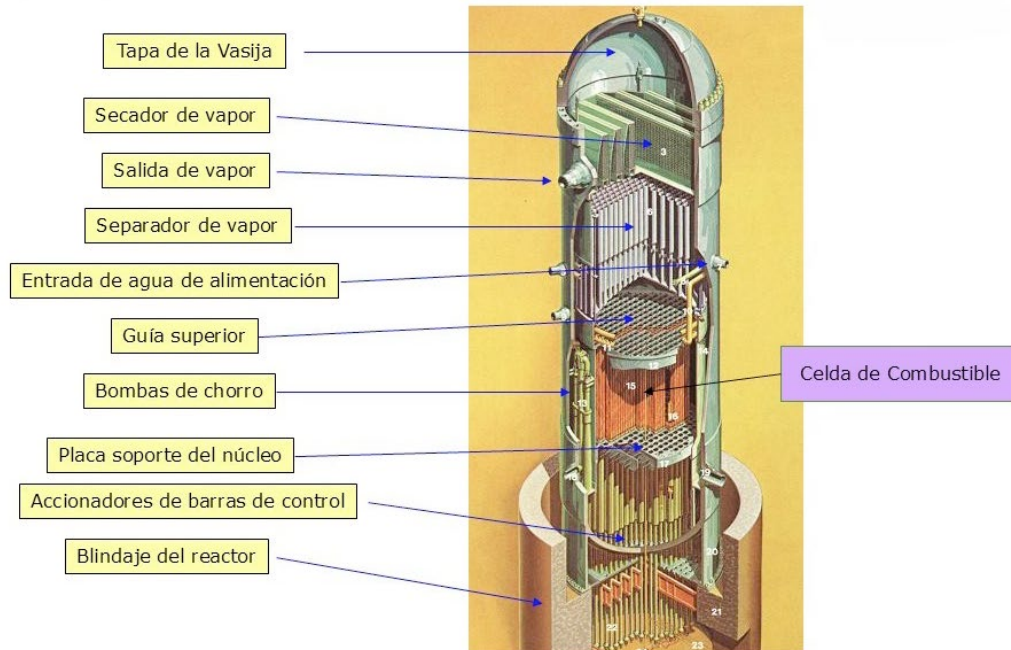
Con el siguiente criterio de valoración

Riesgo	Acción y temporización
Trivial (T)	No se requiere acción específica.
Tolerable (TO)	No se necesita mejorar la acción preventiva. Sin embargo, se deben considerar soluciones más rentables o mejoras que no supongan una carga económica importante. Se requieren comprobaciones periódicas para asegurar que se mantiene la eficacia de las medidas de control.
Moderado (M)	Se deben hacer esfuerzos para reducir el riesgo, determinando las inversiones precisas. Las medidas para reducir el riesgo deben implantarse en un período determinado. Cuando el riesgo moderado está asociado con consecuencias extremadamente dañinas, se precisará una acción posterior para establecer, con más precisión, la probabilidad de daño como base para determinar la necesidad de mejora de las medidas de control.
Importante (I)	No debe comenzarse el trabajo hasta que se haya reducido el riesgo. Puede que se precisen recursos considerables para controlar el riesgo. Cuando el riesgo corresponda a un trabajo que se está realizando, debe remediarse el problema en un tiempo inferior al de los riesgos moderados.
Intolerable (IN)	No debe comenzar ni continuar el trabajo hasta que se reduzca el riesgo. Si no es posible reducir el riesgo, incluso con recursos ilimitados, debe prohibirse el trabajo.

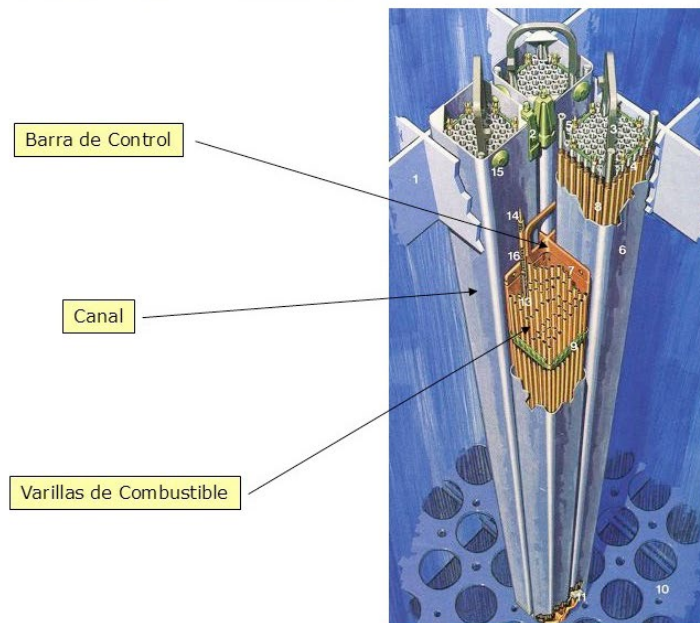
ANEXO II**DIAGRAMAS Y PLANOS DE LA CENTRAL**



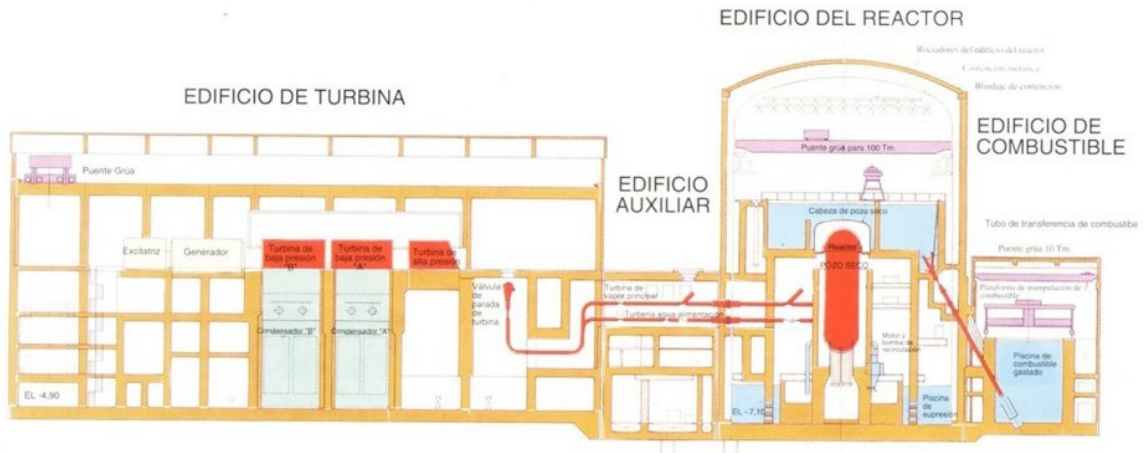
Reactor



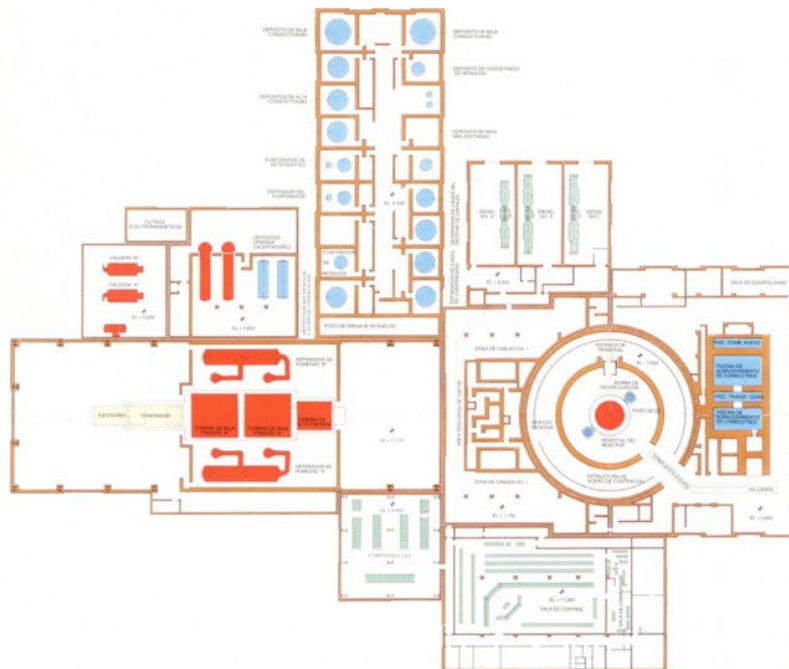
Celda de Combustible



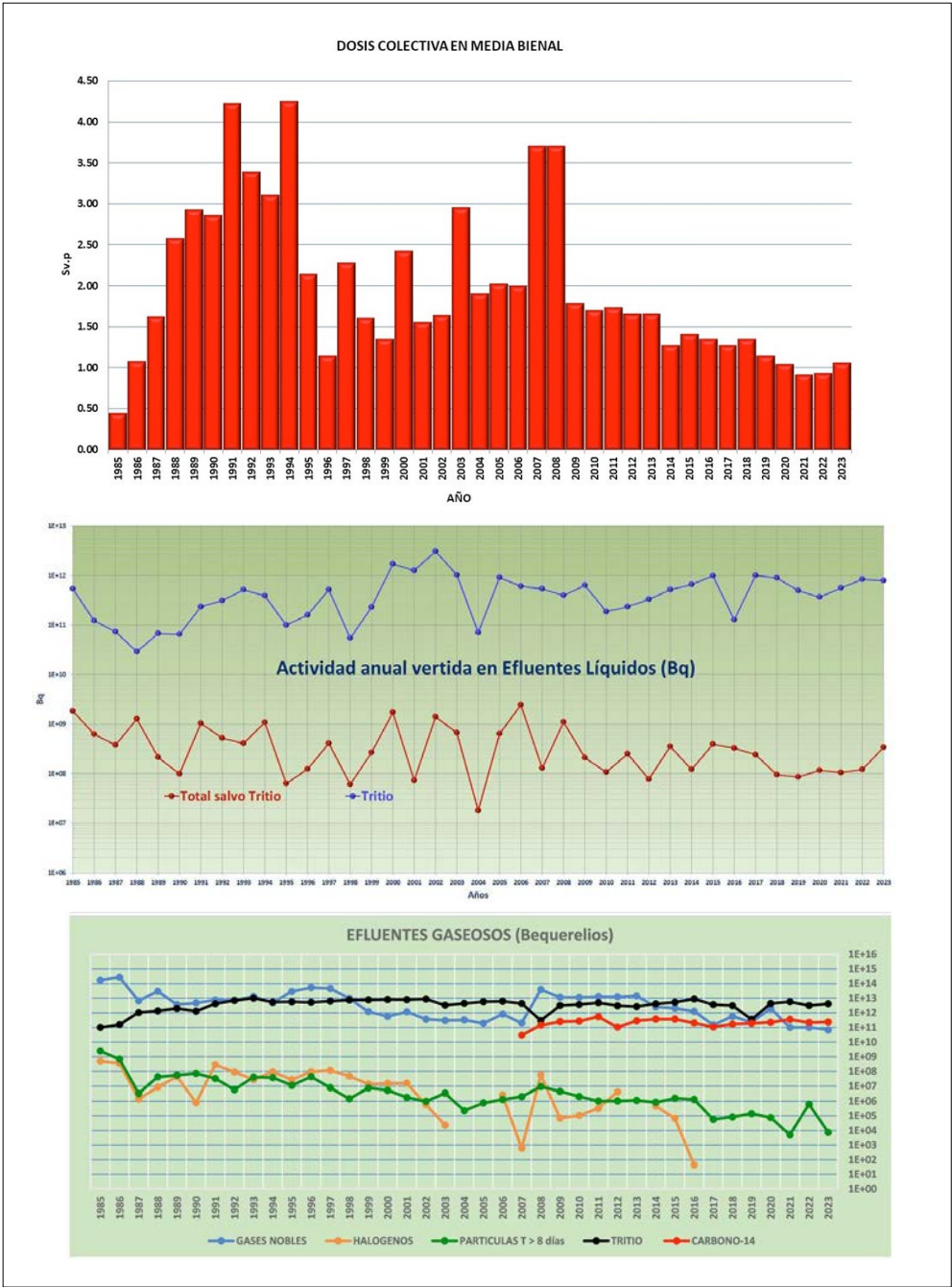
Alzado de Edificios



Planta de Edificios



ANEXO III
INDICADORES DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA





Ramón Almoguera García es Ingeniero Industrial del ICAI, diplomado en Administración de Empresas por el IESE, titulado en Protección Radiológica por el CIEMAT y ha cursado la capacitación para supervisor de centrales nucleares en TECNATOM. Durante 33 trabajó en Iberdrola en diferentes proyectos de puesta en marcha, operación y nueva construcción de centrales nucleares, desempeñando diversas responsabilidades en los ámbitos de operación, protección radiológica, PRL, asuntos regulatorios, ingeniería, combustible y supervisión. Ha participado en numerosos organismos internacionales tales como OIEA, INPO, WANO, EURATOM, NEIL, BWROG, WOG. Durante 6 años fue miembro de la Junta de Administradores de ANAV. Representó a Iberdrola en los grupos de respuesta al accidente de Fukushima. En 2015 se incorporó al grupo GDES y de 2016 a 2024 ocupó los cargos de Managing Director de GDES Ltd y VP para UK, sucesivamente, con actividades de desmantelamiento de Dounreay y Winfrith. Desde hace varios años es miembro del External Nuclear Safety Oversight Committee de CNAT. Es miembro de la SNE y de la SEPR.

Central nuclear de Vandellós II

Javier Castelo Torras

Su génesis se inicia en 1975 para un reactor de agua ligera a presión de tres lazos, PWR de Westinghouse similar al de Ascó, pero con refrigeración del mar Mediterráneo. La ingeniería fue INITEC- BECHTEL, la primera desarrolló el diseño de detalle en base al diseño genérico de BECHTEL.

La autorización previa se concedió el 27-2-1976 y el permiso de construcción el 29-12-1980. Su primera criticidad se alcanzó el 14 de noviembre de 1987 y la operación comercial comenzó el 8 de marzo 1988.

Organización

La planificación y ejecución de la protección radiológica (PR) se realizó desde dos vertientes: Ingeniería y Dirección de Central. En la segunda se encuadra el Servicio de Protección Radiológica (SPR) homologado por el CSN. La Ingeniería realizó además del seguimiento y control del diseño radiológico de la instalación y las especificaciones técnicas para la adquisición de equipos asociados a la protección radiológica lo siguiente: el Estudio Analítico Radiológico, el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE), el Plan de Vigilancia Radiológico Ambiental (PVRA), el seguimiento del Censo y Uso de la Tierra y el programa de evaluación de dosis en emergencia considerando la meteorología y topografía real.

El SPR recibió durante la fase de puesta en marcha de la central del apoyo de personal del SPR de la C.N. de Valdecaballeros y Cofrentes para la elaboración del Manual de PR y alrededor de un centenar de procedimientos operativos, de uso, mantenimiento y calibración de equipos, de dosimetría, etc. Con el objeto de conseguir la trazabilidad y control de calidad por medio la correspondiente supervisión jerárquica se organizó auditorías desde la Dirección de Garantía de Calidad.

El SPR dirigido por un jefe y un jefe adjunto con los diplomas correspondientes emitidos por el CSN (Consejo de Seguridad Nuclear), se organizó



Central Nuclear de Vandellós II

con tres líneas de ejecución: Operacional, Dosimetría y Equipos y ALARA y Medioambiente. La parte operacional estaba dirigida por un turno abierto de supervisores, titulados medios (durante la puesta en marcha de julio 1987 a julio 1988 fue turno cerrado), un turno cerrado de dos técnicos de PR y técnicos a jornada partida.

Edificio de combustible

Se obtuvo la licencia para almacenar combustible nuevo en 1986, previo a la autorización de la central como instalación nuclear. Dentro de los requisitos del CSN para su obtención hay que mencionar que para el manejo del combustible nuevo proveniente de la fábrica de ENUSA en Juzbado (Salamanca) se concedió al personal de operación una licencia denominada "licencia fría". Se requirió control de acceso con dosimetría personal y control de contaminación personal a la salida de la zona de trabajo. También se requirió vigilancia en continuo de uranio en aire, por lo que conllevó la detección de la variabilidad del radón dependiendo de la situación meteorológica.

Dosimetría

En cuanto a dosimetría personal son relevantes los siguientes hechos:



- Homologación en el año 1987 del servicio de dosimetría externa (gamma y neutrónica), interna de acuerdo con los requisitos del CSN, incluyendo la dosimetría del tritio.
- Utilización de dosímetros termoluminiscentes (TLD) en vez de los de película que se usaron en las primeras CCNN.
- Utilización de dosímetros electrónicos de lectura directa (DLD) con avisos sonoros y alarmas.
- Implantación de equipos de medida de radiactividad corporal (CRC) tipo cama y verticales (Quicky), que permiten discernir entre contaminación interna y externa. Durante las paradas por recarga se ampliaba el servicio con la unidad móvil de UNESA para agilizar la gestión de altas para acceder a zonas radiológicas como trabajador expuesto, TE.
- Conexión de bases de datos identificativos de los trabajadores expuestos en los diferentes ordenadores de dosimetría con los departamentos de seguridad física, recursos humanos, formación y servicio médico, con la consiguiente agilización administrativa.

Equipos para evaluar la contaminación interna: Quicky (arriba) y contador radioactividad corporal (abajo)

Acceso a zona radiológica

A este respecto conviene resaltar lo siguiente:

- Ampliación del acceso principal a zona controlada, para permitir un área fría y otra caliente, separada por torniquetes de acceso y pórticos 4π para el control de contaminación superficial del personal a la salida de zona controlada.
- Creación de accesos específicos autogestionados para el personal de operación para facilitar su acceso a zona controlada desde la sala de control.
- Creación de acceso específico y autogestionado para personal femenino.
- Conexión del permisivo de apertura del torniquete de acceso a zona controlada con la identidad del trabajador, su estado de alta como trabajador expuesto, su aptitud médica y de formación, paso por el contador de radiactividad corporal y situación dosimétrica. Realizadas estas comprobaciones, el dosímetro recibe los valores dosimétricos del trabajador y el sistema dosimétrico le permite el paso ya con las alarmas personalizadas.
- Creación de un tercer acceso a la salida de la esclusa de emergencia del edificio de contención para agilizar tareas de recarga y en especial para la prueba de estanqueidad integral de dicho edificio.

Chequeo de herramientas y cascos



MESA DE CHEQUEO DE HERRAMIENTAS



PÓRTICOS DE CHEQUEO DE PERSONAS



Equipos para controlar la salida de personal y pequeñas herramientas

Efluentes radiactivos

En cuanto a la gestión de los efluentes radiactivos son de mención los siguientes aspectos:

- Nuevo diseño del sistema de tratamiento de los efluentes radiactivos gaseosos. Este sistema no usa los clásicos tanques de decaimiento con los gases a presión, sino tanques de carbón activado por los que circulan los gases a una presión ligeramente superior a la atmosférica, que retiene temporalmente los gases para permitir su decaimiento radiactivo; por esta razón el vertido no es por tandas sino continuo.
- Desarrollo de programas informáticos para los cálculos de dosis a la población correspondientes a las especificaciones técnicas del MCDE. Debido a que es una central con emisión al mar, la influencia del consumo de moluscos y del factor de paso de dosis del Nb-Zr los valores de dosis calculadas a la población para las emisiones se corresponden en un 80 % a los efluentes líquidos y un 20 % a los gaseosos, valores que para el resto de las centrales nucleares españolas se corresponden en un 20 % a líquidos y un 80 % a gases. El impacto anual es inferior al 5 % de los valores permitidos en el MCDE, siendo estos últimos 10 veces inferiores a los límites anuales del RPScRI¹ al público.

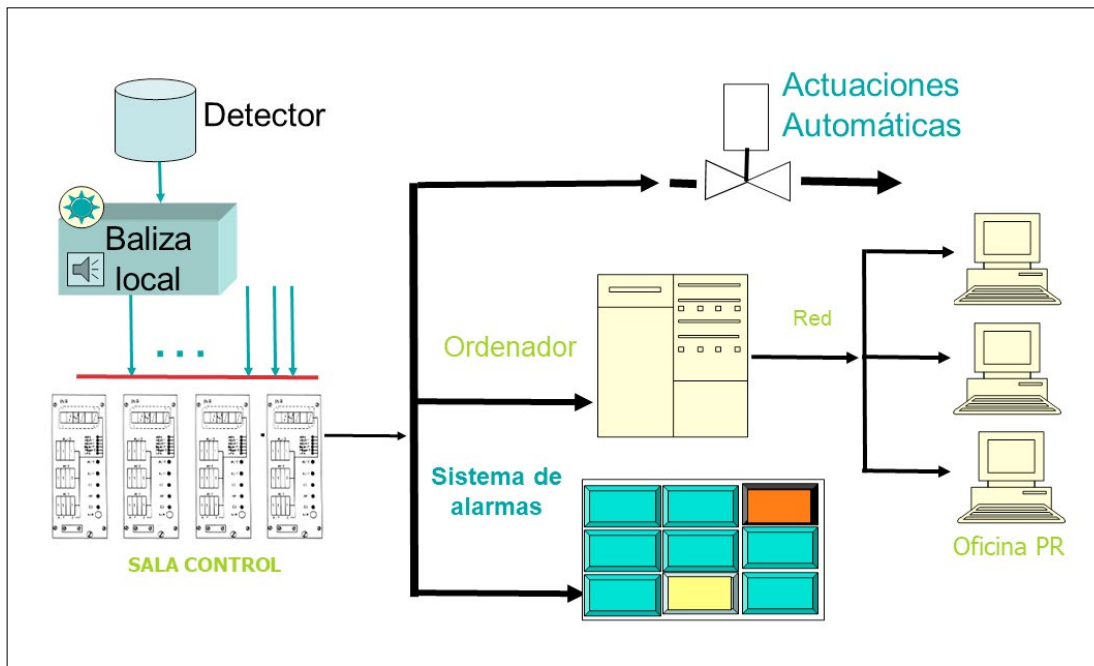
- Informatización de la gestión interdepartamental (operación, radioquímica y protección radiológica) de los análisis, cálculos y concesión de permisos para la liberación de efluentes radiactivos al exterior.

Sistema vigilancia de la radiación

El sistema de vigilancia de la radiación se complementó con el desarrollo de aplicaciones informáticas de apoyo a la operación y para la red de ordenadores personales del servicio de protección radiológica, para tratar las señales del centenar de detectores de radiación en continuo de área, sistemas, efluentes y meteorología; con un programa de gestión de presentación de sus valores en tiempo real y análisis de tendencias, identificación de alertas y alarmas.

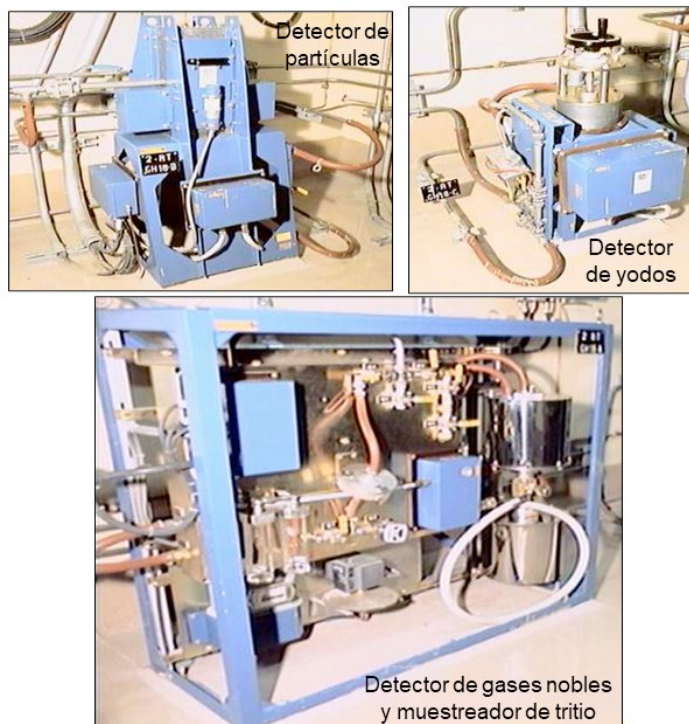
Equipos

En cuanto al equipamiento e instrumentación del SPR, son de destacar los siguientes hechos:



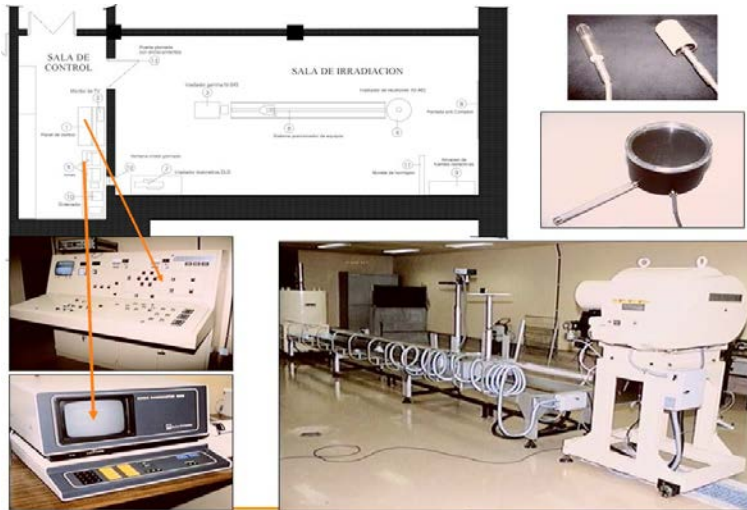
Esquema conceptual del sistema vigilancia en continuo de radiación y contaminación ambiental (SVR) por medio de 103 detectores

¹ RPScRI, Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.



Equipos del Sistema Vigilancia de Radiación, SVR, para vigilancia interior del aire en edificios y de emisiones al exterior: 14 detectores de partículas, 10 detectores de yodo y 18 detectores de gases nobles con muestreador de tritio

- Puesta en marcha de una sala de calibración de haces de radiación gamma y neutrónica para la verificación de los equipos portátiles de medida de la radiación. Esta sala se licenció en 1986 como instalación radiactiva de segunda categoría antes de la autorización de la central como instalación nuclear.
- Para la adquisición de equipos se siguió el proceso propio de la ingeniería de CNV-II que era el establecer especificaciones técnicas y administrativa para petición de ofertas con su proceso de evaluación de ofertas y adjudicación por los estamentos organizativos superiores.
- Las especificaciones de equipos de medida partían ya con las unidades del Sistema Internacional (mSv, mGy y Bq) y se incluía que fueran suministrados calibrados, con manuales de mantenimiento y curso de formación para el personal del SPR encargado del mantenimiento de estos.



Sala de calibración de equipos para medir radiación gamma y neutrónica

EQUIPOS PORTÁTILES DE VIGILANCIA



Gamma



Neutrones

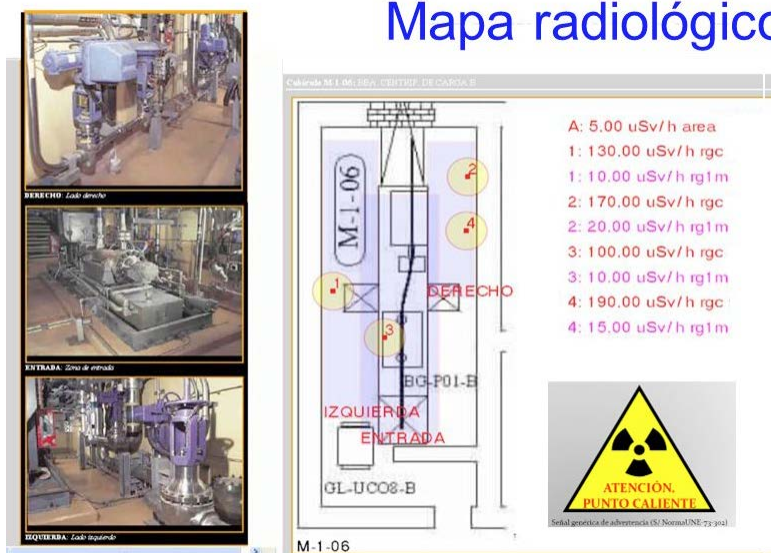
Equipos portátiles para medida de radiación gamma y neutrónica

Alara

Respecto al programa de reducción de dosis y optimización de la protección radiológica (ALARA) conviene resaltar estos aspectos:

- Consolidación el compromiso de la protección radiológica a todos los niveles de la organización incluidas las empresas contratistas fijas y de recarga.
- Establecimiento de reuniones ALARA previas a los trabajos de recarga que implicaban altas tasas de dosis y dosis colectivas. Seguimiento de dichos trabajos y reuniones de evaluación una vez finalizados los mismos.
- Establecimiento como objetivo anual de central un valor de dosis colectiva.
- Realización de fichas para cada área y cubículo de los edificios incluidos en la zona radiológica. Estas fichas incluían fotografías desde diferentes ángulos y la disposición en planta de los equipos y facilitaban una interacción clara del SPR con los encargados y operarios de los trabajos.

Mapa radiológico



Mapa radiológico de un cubículo con croquis y fotos del mismo desde ángulos distintos

Logística

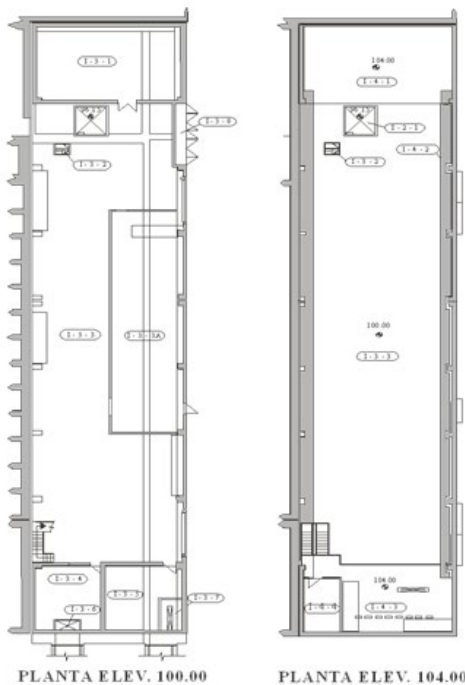
Se incorporan las siguientes mejoras con importante repercusión en la gestión de recargas

- Ampliación de la lavandería hasta donde el diseño arquitectónico permitía, con separación de dos zonas: fría y caliente.
- Adquisición de equipos de protección personal (ropa, calzado, equipos de protección respiratoria, etc.) considerando que durante la recarga pudiera ocurrir un colapso en la lavandería de una duración de dos días.
- Ante la aparición del VIH (Virus de Inmunodeficiencia Humana) se diseña y monta un equipo para ampliar la capacidad de secado de máscaras y estas se entregan al servicio médico para su desinfección adecuada.
- Establecimiento de nuevas zonas de paso para las recargas.
- Ampliación de las zonas de acopio separadas para material limpio y contaminado durante recargas.

Vestuario de protección personal



Zona de paso y muestras de prendas de protección personal



Taller caliente con dos niveles y un almacén en sótano

Medio ambiente

En cuanto a los aspectos medioambientales, conviene destacar lo siguiente:

- Uso de los datos meteorológicos históricos de CNV 1 (Hifrensa). Cambio de la adquisición y registro analógico a digital de los tres niveles de medida de la torre meteorológica de 100 m. Se añadió otra torre de 30 m con dos niveles de medida cerca de la orilla, con objeto de poder medir la capa límite o capa de mezcla que separa el estrato de aire sujeto a la superficie terrestre al de la influencia del mar (brisa marina). Transmisión digital de los datos a ordenador de CNV-II, Ingeniería en Barcelona y CSN.
- Recogida de muestras de la posidonia oceánica por parte de CNV-1.
- Adecuación del medidor de nivel del mar (mareógrafo) de CNV-1 para uso conjunto de los datos.
- Incluir muestra y medida de agua potable, en diferentes poblaciones, dentro del PVRA para tener valores de referencia sobre todo de H-3, aunque la central no tiene posibilidad de impacto a ningún acuífero de agua potable.
- Control de los niveles piezométricos y parámetros químicos y radioquímicos del acuífero subyacente del emplazamiento (no explotable debido a su salinidad) para evaluar su evolución.

Emergencias

Para la gestión radiológica de emergencias se dispuso de lo siguiente

- Desarrollo de programas de cálculo de dosis a la población en caso de emergencia, uno basado en la documentación reguladora y otro con meteorología real.
- Vehículo con la instrumentación y equipos para la vigilancia ambiental en emergencias, PVRE.

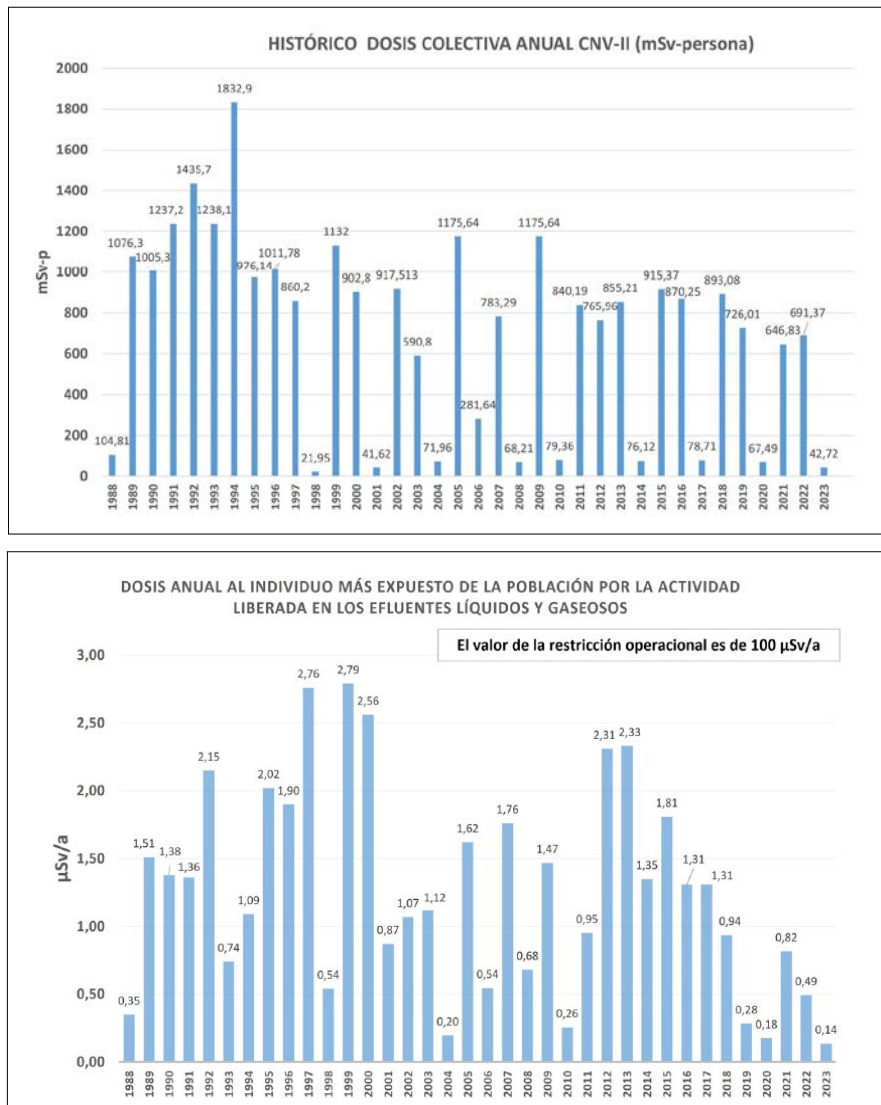
Formación

En cuanto a la formación en protección radiológica del personal del SPR y de la central conviene resaltar estos aspectos

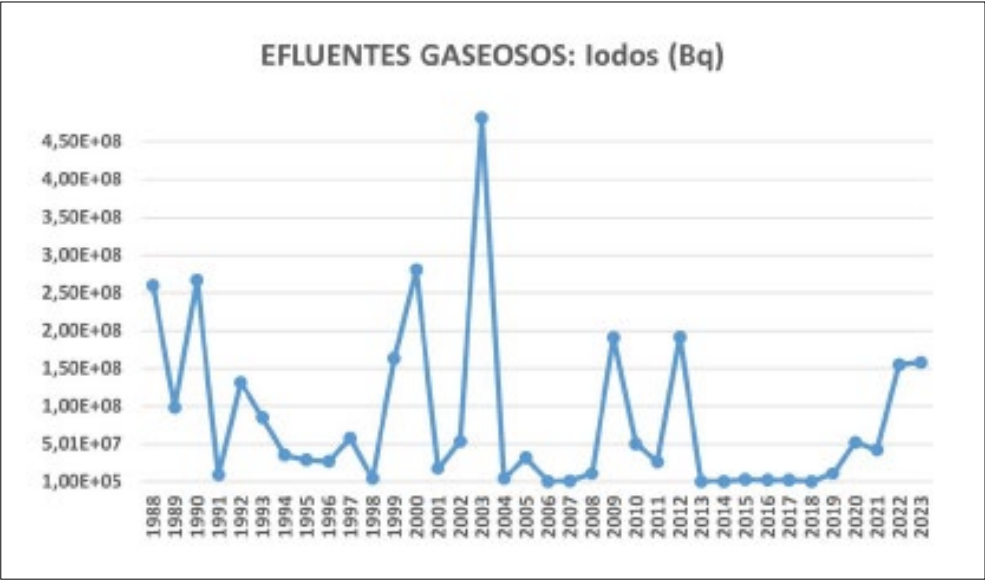
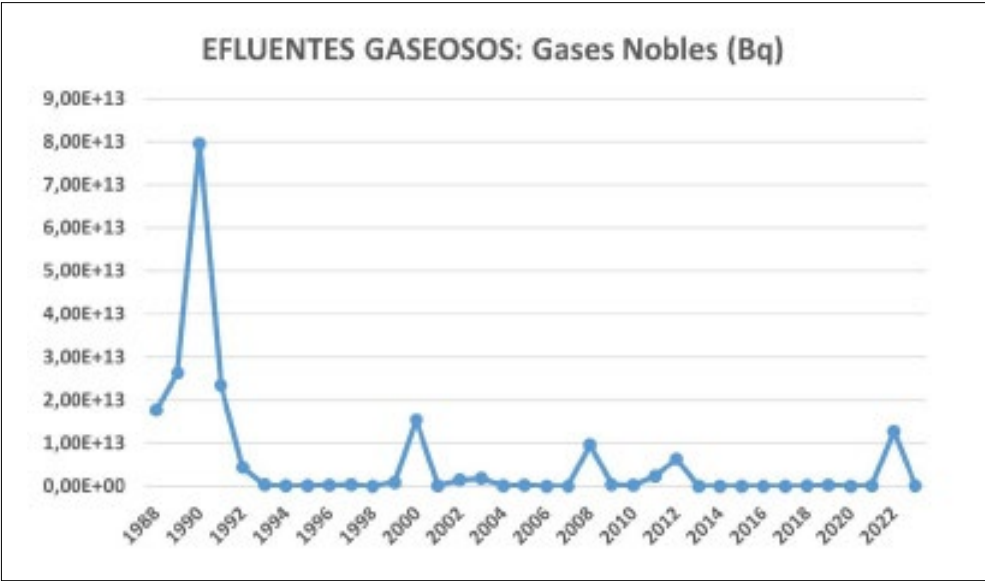
- La formación base de los técnicos de protección radiológica es la de operador o de supervisor de instalación radiactiva de acuerdo con su responsabilidad según el organigrama. Para la obtención de los respectivos diplomas, según requisitos reglamentarios, los cursos fueron impartidos por organizaciones homologadas al respecto como: Universidad Politécnica de Cataluña, Universidad Politécnica de Valencia, CIEMAT, y Universidad Autónoma de Barcelona. Esta formación también fue recibida por el personal del laboratorio de radioquímica y personal de mantenimiento que debía manipular fuentes radiactivas.
- Estancias activas del personal del SPR en otras CCNN, en la parada de mantenimiento de CNV-1 HIFRENSA y en las recargas de C.N. Ascó I y II.
- Formación específica sobre partículas calientes al personal del SPR y de los técnicos contratados para apoyo en recargas. Curso impartido por Tecnatom que incluye un simulador de radiactividad para entrenar en su búsqueda.
- Formación completa en protección radiológica de los trabajadores expuestos según temario regulador al inicio de la actividad laboral y reentrenamiento anual específico con evaluación de dicha formación. Cada año se incidía en un tema, por ejemplo: dosimetría, contaminación, o vigilancia radiológica ambiental.

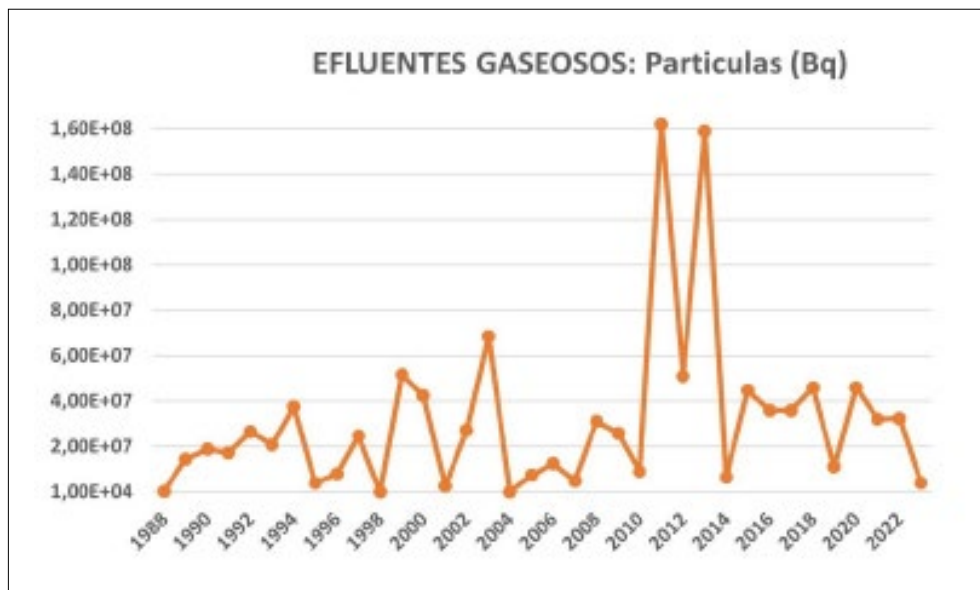
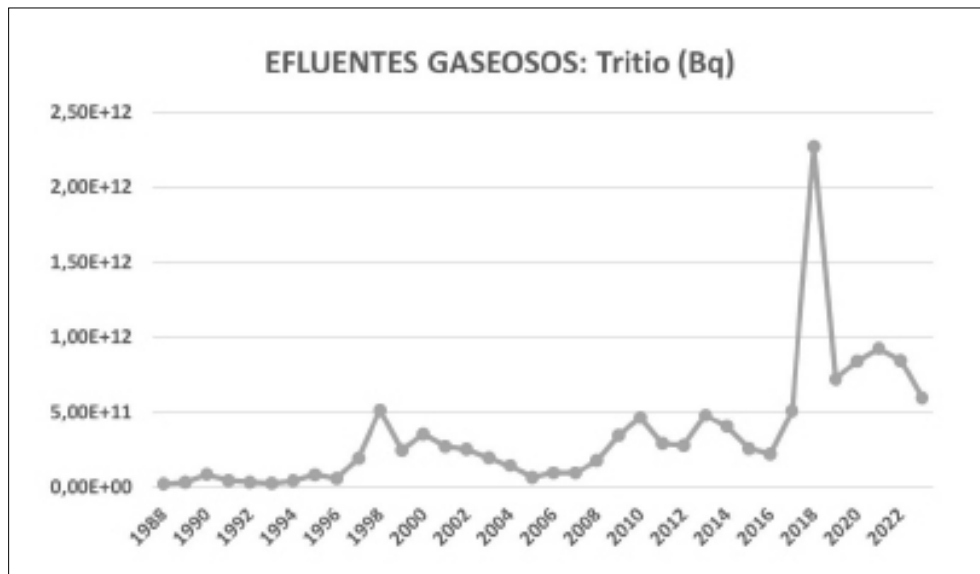
- Realización de un folleto en tamaño A5, en color y de 44 páginas sobre las normas de PR para recargas. Se entregaba a todo trabajador que iniciaba su formación como TE.
- Colaboración con el departamento de formación para el reentrenamiento específico de operadores y supervisores conforme a la licencia de operación de la central.

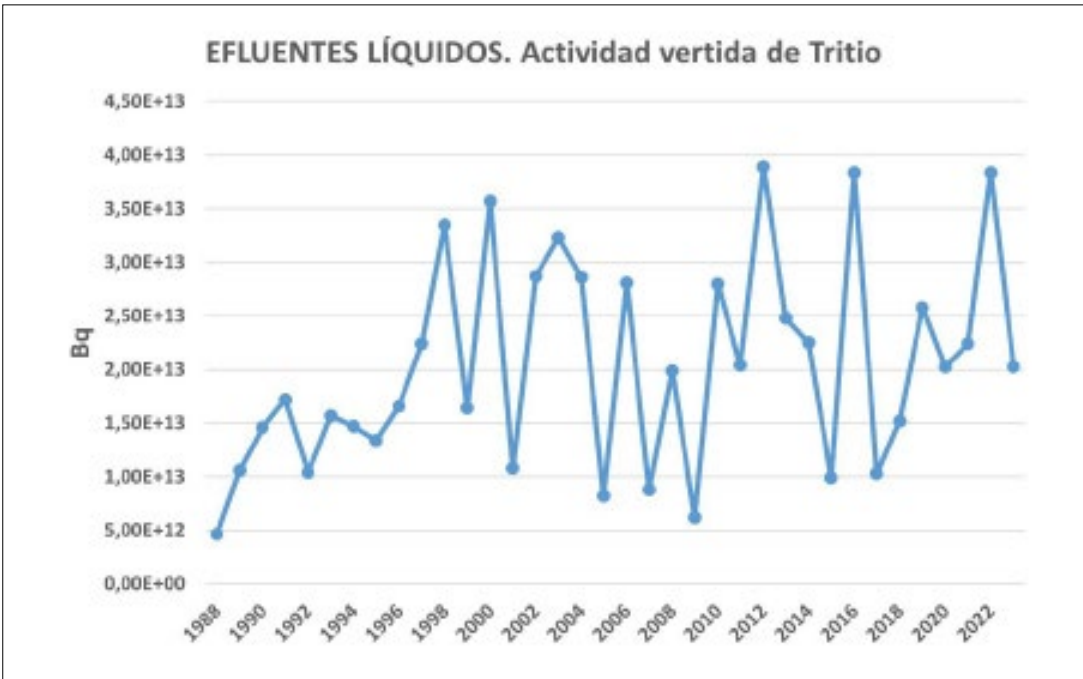
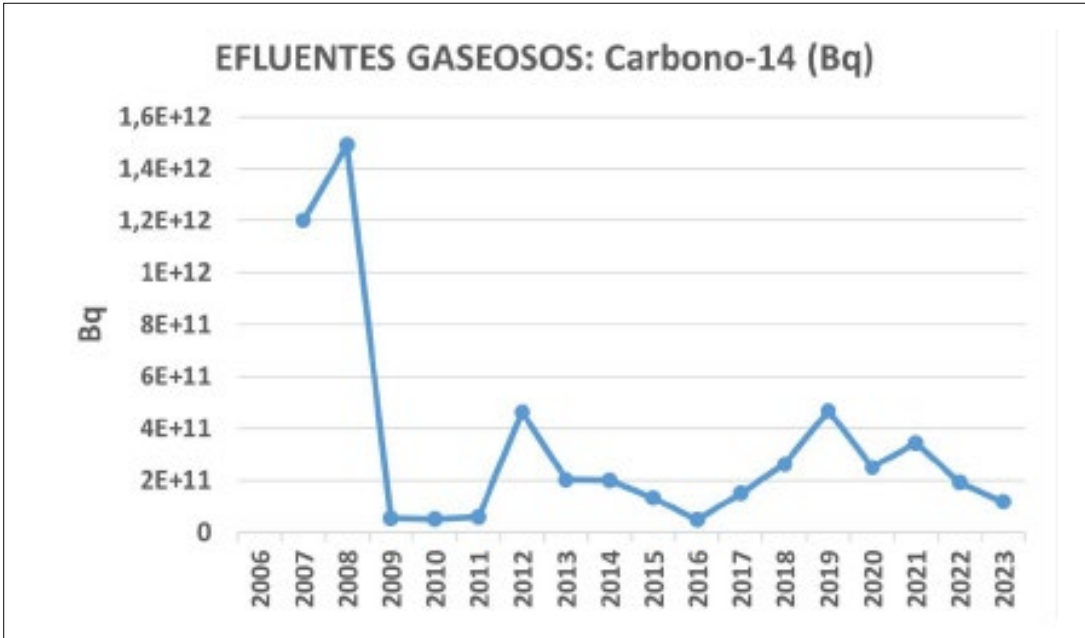
Dosis colectiva y dosis al individuo más expuesto de la población

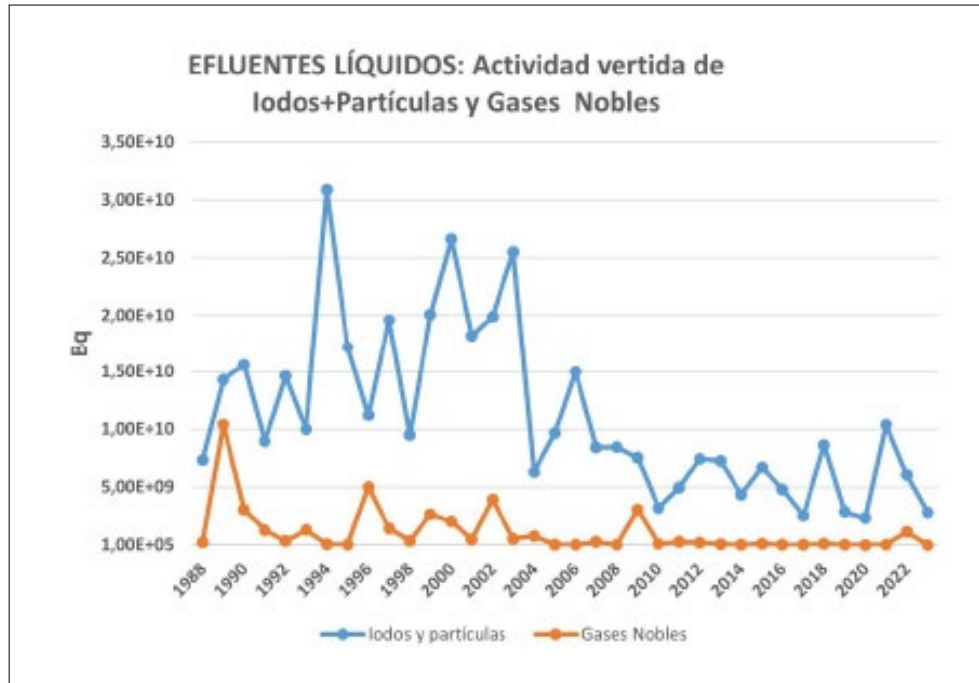


Actividas anual (bq) emitida en los efluentes líquidos y gaseosos









EDIFICIO DE CONTENCIÓN

1. REACTOR
2. BOMBA RECARGA CONTENCIÓN
3. TANQUE DE ALIVIO DE PRESIÓN
4. GENERADOR Y BOMBA
5. CAVIDAD DEL PRESURIZADOR
6. PUENTE GRUA

EDIFICIO AUXILIAR

7. BOMBA RECARGA CONTENCIÓN
8. CAMARADEROS DE CALOR
9. ALMACÉN DE PRODUCTOS QUÍMICOS
10. CENTRO DE DISTRIBUCIÓN
11. PUENTE GRUA

EDIFICIO DE CONTROL

12. SALA CENTRO DISTRIB. CARGADORES Y ONDULADORES
13. SALA INTERIOR DE CABLES
14. SALA DE CONTROL
15. EQUIPOS DE VENTILACIÓN

EDIFICIO DIESEL

16. VERBUILO
17. CANTO TANQUE DIARIO GENERADORES DIESEL
18. TERNAZA

EDIFICIO DE PENETRACIONES EN TURBINA

19. VALVULA AISLAMIENTO VAPOR PRINCIPAL
20. VINCULOS PENTADIRECCIONALES

EDIFICIO DE TURBINA

21. INTERCAMBIADORES DE REFRIGERACIÓN
22. SEMINTEGRALIZADOR DE CONDENSADO
23. TURBOBOMBAS
24. TANQUES DRENALES CALENTADORES
25. EQUIPOS DE AIRE COMPRESION
26. UNIDAD FILTRADO AIRE
27. CONDENSADORES
28. TANQUES DRENALES RECALENTADORES
29. CALENTADOR
30. MOTOR TERMOELECTRICO
31. ELECTRICIDAD
32. CONDENSADOR
33. TURBINA BAJA PRESION
34. TURBINA ALTA PRESION

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

35. PISINA DE COMBUSTIBLE GASTADO
36. AREA DE MONTAJE DE COMBUSTIBLE
37. PUENTE GRUA

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA

EDIFICIO DE CONTENCIÓN

EDIFICIO AUXILIAR

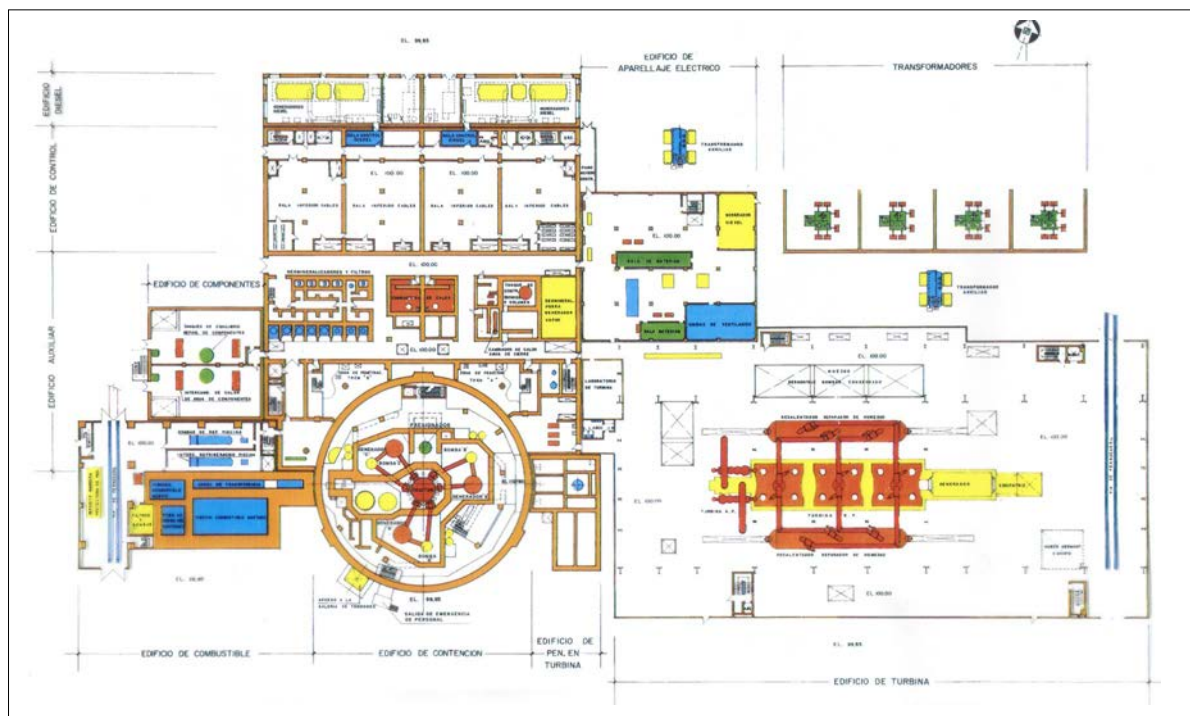
EDIFICIO DE CONTROL

EDIFICIO DIESEL

EDIFICIO DE COMBUSTIBLE

EDIFICIO DE TURBINA

EDIFICIO DE PENETRACION EN TURBINA</





Central nuclear de Vandellós II

Javier Castelo Torras es Físico por la UAB. Diplomado en Ingeniería Nuclear por la Junta de Energía Nuclear. Ha participado en el diseño, construcción y operación de las CCNN catalanas. Jefe del Servicio de Protección Radiológica de C.N. Vandellós II. Profesor del área de física atómica, molecular y nuclear de la UAB (2002 al 2015). Ha investigado sobre la generación de neutrones en los aceleradores de partículas para el tratamiento del cáncer. Divulgador de temas relacionados con la Astronomía, Medioambiente e Historia de la Ciencia. Autor de una biografía sobre Lise Meitner, SNE. Miembro de la SEPR, SNE y RSEF.

Central nuclear de Trillo

José Manuel Garcés de Marcilla Bayo

La instalación

La Central Nuclear de Trillo se encuentra emplazada en la comarca de la Alcarria, junto al curso del río Tajo, en el paraje denominado “Cerrillo Alto” del término municipal de Trillo (Guadalajara). Es la más moderna del parque nuclear español con una potencia instalada de 1.066 MWe.

La Central dispone de un reactor de agua a presión con una potencia térmica de 3.010 MWt y tres lazos de refrigeración de tecnología alemana Siemens-KWU, utilizando uranio enriquecido como combustible. Pertenecer a la denominada tercera generación de centrales nucleares españolas.

Es una planta KWU estándar basada en el diseño original PWR de Westinghouse. Se sustenta en la filosofía de seguridad alemana y hace un amplio uso de códigos, estándares y requisitos reglamentarios alemanes. La CN de Trillo es el único reactor de diseño alemán en España.

CN Trillo, como el resto de plantas de diseño alemán, cuenta con un robusto diseño ALARA. Los recintos que albergan componentes con significativos niveles de radiación presentan accesos laberínticos y muros de sepa-



Central Nuclear de Trillo

ración que permiten realizar tareas de mantenimiento sin estar expuestos los operarios a campos de radiación ajenos a los del componente que se está interviniendo.

El edificio de reactor es accesible durante la operación a potencia de la central, lo que permite realizar tareas e intervenciones en componentes de sistemas auxiliares del circuito primario mientras el reactor se encuentra al 100% de potencia. Otra característica de CN Trillo, al igual que el resto de plantas alemanas es que la piscina de combustible gastado se encuentra en el edificio del reactor lo que obliga a tener un control de permanencia y una vigilancia de los niveles de tritio en el aire en el edificio.

En 1979 se concedió el permiso de construcción. Su acoplamiento a la red se produjo el 23 de mayo de 1988 y el inicio de la operación comercial el 6 de agosto de 1988, siendo la última central nuclear en entrar en funcionamiento en España. Tiene concedida la renovación de la autorización de explotación hasta el 17 de noviembre de 2024.

Parte 1. La Protección Radiológica en la central nuclear de Trillo

Principios fundamentales del programa de Protección Radiológica en CN Trillo

La ética y la cultura de trabajo de la industria de la energía nuclear se basan en el aprendizaje de la experiencia y en la búsqueda continua de formas de mejorar el rendimiento, especialmente en lo que respecta a la protección radiológica.

El programa Protección Radiológica en la central nuclear de Trillo se inició con la llegada de fuentes radiactivas para la calibración de la instrumentación radiológica y con el almacenamiento en seco de los primeros elementos combustibles, varios meses antes de que la instalación empezara la explotación comercial. Uno de los objetivos de este programa fue optimizar la protección radiológica ocupacional con el fin de reducir la exposición a la radiación en los lugares de trabajo mediante el desarrollo de procedimientos y proporcionar asistencia para su aplicación.

Más de 30 años han pasado ya desde el inicio del programa y se siguen desarrollando estrategias para lograr mejoras continuas en el rendimiento y abordar los desafíos emergentes en el área de la protección radiológica. Este proceso de mejora continua ha arrojado resultados excelentes en lo que respecta a la protección radiológica de los trabajadores, el público y el medio ambiente. Los logros prácticos en los últimos años han sido considerables. Esto se refleja en la disminución de las dosis a los trabajadores y miembros del público y en el bajo nivel de exposición de la mayoría de los trabajadores.

El logro más notable de la protección radiológica, tanto desde el punto de vista de la protección de los trabajadores como del público y del medio ambiente, ha sido la progresiva implantación del principio de optimización (ALARA) como complemento a los límites de dosis para controlar la exposición. El objetivo de mantener o reducir las exposiciones tan bajas como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta los factores económicos y sociales, ha sido y es la piedra angular del programa de protección radiológica, aunque en algunos casos se haya aplicado la minimización de la dosis en lugar de la optimización de la protección. El resultado de todo ello, es que la central de Trillo está operando muy por debajo de los límites reglamentarios para la exposición de los trabajadores y de los miembros del público.

¿Está hecho todo en lo referente a la Protección Radiológica? Claramente la respuesta es no.

Aunque la situación puede parecer satisfactoria en términos de tendencias y también en términos absolutos para algunas prácticas, hay espacio para mejorar. La protección radiológica es un campo dinámico y el Programa de Protección Radiológica ha de estar diseñado para los retos que aparecerán en los próximos años de operación de la Central.

Resumen cronológico de los sucesos más relevantes

A lo largo estos años, han acontecido sucesos en la instalación, en donde las medidas que se tomaron para la protección de los trabajadores frente a la radiación o la contaminación, supusieron un paso adelante en la evolución de la protección radiológica de la Central. A continuación, se hace una breve descripción de los más significativos:

✓ Primeros años: 1988 - 1993

- Marcados por la revisión de las bombas principales. En 1991 se modifican los internos de las tres bombas.
- Se realiza "*benchmarking*" con centrales alemanas para implementar mejoras en la ejecución de recargas.

✓ Período 1994 - 2005

- Mejoran los resultados de dosis colectiva con tendencia descendente.
- En el año 2002 se inician las actividades de carga de contenedores de combustible irradiado.

✓ Período 2006 - 2012

- Las dosis colectivas inician una tendencia ascendente debido a:
 - La implantación de modificaciones de diseño.
 - El incremento de requisitos de supervisión y una mayor duración de las recargas.
 - La ejecución de actividades especiales en las recargas de 2006 y 2008.
 - Revisión de los 20 años en la recarga de 2009.

Se emprenden acciones de estudio y revisión de los programas de reducción de dosis adaptándolos a los nuevos procesos y situaciones.

- Dificultades en la extracción para inspección de una bomba principal (2006).

Al retirar los internos quedan en la carcasa de la bomba la caja del impulsor y la tobera de aspiración.

Acciones necesarias:

- Modificaciones de diseño en las tres bombas principales (año 2008 en una bomba y año 2009 en dos).
- Inspección periódica por ultrasonidos de las carcasas de las tres bombas principales en sucesivas recargas.
- Avería en una barra de control (2008).
 - La central permaneció parada dos meses y medio antes de la parada para identificar las causas y el alcance de la avería.
 - Parada atípica: Plataformas de espera más largas y a mayor temperatura respecto de las paradas normales → Desplazamiento y deposición de los productos de corrosión en lugares no deseados.

- Parada por avería en una barra de control (2008).
- Apertura e inspección de 2 generadores de vapor.
- Arrastre, por las sondas de inspección, de partículas radiactivas que originan un ligero aumento de los niveles de radiación, por contaminación, en los equipos de inspección de los generadores de vapor → Alargamiento de las tareas de descontaminación.
- Dificultades durante el taponado y cierre de un generador de vapor.

Se desarrollan modificaciones en el equipo de inspección que demuestran su eficacia en recargas posteriores.

- Detección de I-131 en el circuito primario en los años 2009 y 2011.
- Aparición de Zr-95 en la cavidad del reactor. Los análisis de las muestras tomadas indicaron que el isótopo predominante era el Zr-95, del orden de 2 décadas superior respecto del cobalto (2012) lo que implicó cambio en la composición del término fuente durante varios años.

✓ **Periodo 2013 – 2018**

- Cambio de tendencia. Vuelta a los valores de dosis colectiva anteriores a 2006.
- Toma de acciones para reducir el término fuente del sistema primario, auxiliares y de la cavidad del reactor.
- Revisión de prácticas de trabajo, en particular las de cierre del reactor.
- Optimización (puedes ser algo más explícito) de la Química del agua para la reducción del término fuente.
- Cambio en la secuencia de parada:
 - Ampliación del tiempo de purificación en la parada (plataforma de 16 h a 90 °C).
 - Reprogramación de pruebas para evitar interrupciones durante la purificación.
 - Lecho adicional de resinas en los filtros de purificación.
- Filtración del agua de cavidad del reactor. Limpieza subacuática del suelo de cavidad.
- Caracterización del sistema primario mediante medidas de espectrometría gamma (2016).

Parte 2. Descripción de las actividades más relevantes

Control del termino fuente

Contribución de los radionucleidos a la tasa de dosis

En una planta nuclear, las principales fuentes de exposición ocupacional provienen de los productos de activación Co-58, Co-60 y potencialmente de Ag-110m, Sb-124, Zr-95 y Nb-95, cuyo origen es el material estructural de los elementos que componen el reactor nuclear. Estos productos de activación constituyen lo que se denomina el término fuente.

Con el fin de desarrollar medidas apropiadas de reducción de la exposición por estas fuentes, es importante conocer sus características. La caracterización del término fuente incluye conocer los radionúclidos y sus energías, la cantidad de radiactividad presente, su distribución espacial y la contribución de cada uno de ellos a los campos de radiación de dosis ocupacional.

En 2009 y 2016 se realizó una caracterización del sistema primario mediante medidas de espectrometría gamma por el Departamento de Tecnología Nuclear de la CEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives). Las conclusiones fueron las siguientes:

- La capa de contaminación superficial en el interior de las tuberías del circuito primario es similar en todas ellas, siendo mayor en las ramas frías de los GV.
- La cantidad de Co-60 en esta capa es baja pero existen aún fuentes de aporte.
- El nivel de Co-58 es similar al medido en otras centrales de diseño posterior (convoy y pre-convoy).
- El mayor contribuyente a la dosis ocupacional es el Co-60.
- No se observan grandes diferencias entre la oxigenación con dosificación de H_2O_2 y la obtenida mediante el barrido del circuito primario.
- No se recomienda la inyección de Zn ya que el efecto, en la reducción de dosis, en plantas que ya llevan algunos años en operación es limitado.

En CN Trillo, desde el inicio de la operación a potencia de la Central se han realizado grandes esfuerzos para que el término fuente tuviera la menor repercusión posible en la ejecución de tareas en la instalación. Se evalúan y desarrollan permanentemente herramientas y técnicas para mejorar el control de la radiactividad y reducir los niveles de radiación de la planta.

Las acciones tomadas en este sentido, junto con un diseño robusto del combustible, han dado como resultado que el término fuente en el circuito primario y sistemas auxiliares de CN Trillo figure entre los más bajos de las centrales de su generación y tecnología, cercano al de los diseños más modernos.

En CN Trillo, el término fuente no ha sido siempre el mismo, ha ido cambiando a lo largo de los años y tanto el programa de Protección Radiológica como, sobre todo, el de Química, han tenido que evolucionar para adaptarse a estos cambios. No obstante, en los últimos años se ha estabilizado y tanto los radionucleidos que lo conforman como el porcentaje de cada uno de ellos en el inventario del circuito primario es prácticamente constante.

1.1. Eliminación/reducción de componentes con cobalto

Debido a que el Co-60 es el mayor contribuyente a los campos de radiación en las plantas nucleares en operación, un aspecto clave en el control de radiación ha sido el desarrollo de herramientas para reducir el inventario de cobalto elemental en la planta.

Desde el inicio, en el diseño de la Central de Trillo ya se tomaron acciones para la eliminación de componentes con aleaciones a base de cobalto, utilizados donde se requería una gran resistencia al desgaste, y en la reducción de los niveles de impurezas de cobalto en las aleaciones de materiales para la construcción.

En 1993, el Instituto de Investigación de Energía Eléctrica (EPRI) publicó las pautas de reducción de cobalto, un documento que enumeraba los contribuyentes altos en cobalto en los sistemas primarios y proporcionaba una estrategia para reemplazar esos componentes.

CN Trillo implementó un programa de reemplazo gradual de materiales con Stellite realizando un inventario detallado de todos los equipos y componentes que contenían cobalto en su composición, haciendo especial hincapié en los asientos de las válvulas, ya que son la parte que sufre un mayor desgaste y arrastre de material.

Una vez identificadas, se elaboró un plan de sustitución por válvulas con aleaciones libres de cobalto con las características apropiadas para reemplazar las aleaciones a base de cobalto utilizadas anteriormente.

Si bien aún quedan algunas válvulas que contienen Stellite, su aportación al inventario de Co-60 en el primario es mínimo, ya que su funcionamiento durante el ciclo es ocasional.

1.2. Eliminación/reducción de componentes con antimonio (sb)

Durante los primeros años de funcionamiento de la Central se observó que uno de los isótopos que más contribuía al inventario del circuito primario era el Sb-124, más incluso que el Co-60, mayoritario en todas las plantas PWR.

Se identificó que el antimonio elemental formaba parte de una aleación de materiales presente en los cojinetes de las bombas de refrigerante del reactor. El desgaste de estos componentes libera pequeñas cantidades de antimonio elemental que se deposita en las superficies del Zircaloy del núcleo y se activa para producir los isótopos Sb-122 y Sb-124. Son dos emisores multigamma con periodos radiactivos de 2,7 días y 60,2 días, respectivamente. Aunque se libera en concentraciones más altas, el Sb-122 con un periodo radiactivo corto tiene un impacto mínimo en los campos de radiación para los trabajadores, pero la contribución de Sb-124 a las tasas de dosis totales puede alcanzar el 10% en algunas partes de los circuitos y la dosis colectiva durante una parada de planta puede aumentar alrededor del 5% debido a la contaminación con Sb-124.

Por estas razones, CN Trillo emprendió, en la década de los 90, un programa para la eliminación del antimonio del primario que finalizó con el cambio de los cojinetes de las tres bombas principales por otros similares de grafito libres de antimonio. Al mismo tiempo se realizó, durante la fase de parada del reactor en recargas, una combinación de resinas anódicas y catiónicas de los filtros de purificación del primario idónea para atrapar los óxidos de Sb disueltos en el agua del primario.

Como consecuencia de estas acciones, el Sb-122 y Sb-124 fueron disminuyendo gradualmente en el inventario del circuito primario. Sin embargo, no se llegaron a alcanzar unos valores significativamente bajos hasta varios años después de producirse el cambio de los cojinetes, cuando el Sb depositado en las superficies internas del circuito primario, en sus componentes y en los elementos de combustible se redujo.

1.3. Evacuación de tritio del circuito primario

La mayor parte del tritio que se produce en el sistema primario se debe a reacciones nucleares del boro y litio (El litio-6 se utiliza en forma de LiOH para regular el pH y el boro-10, utilizado como absorbente de neutrones, en forma de H_3BO_3 , para regular la reactividad del núcleo. El B-10 aporta alrededor del 85% a la producción de tritio mientras que el Li-6 es responsable del 15%. El resto de reacciones nucleares (fisión terciaria, etc.) aporta el 5% restante.

El comportamiento químico del tritio es el mismo que el del hidrógeno. Esto significa que el tritio, al igual que el hidrógeno estable, puede existir en estado gaseoso o, más comúnmente, en forma de agua, HTO. De hecho, los átomos de tritio tienen una tendencia a reemplazar uno o ambos de los átomos de hidrógeno estables en el agua para formar parte de la molécula de agua. Este es el motivo por el que el H-3 no puede eliminarse del refrigerante mediante procesos de filtración o evaporación sino que ha de evacuarse directamente al medio ambiente. La cantidad de H-3 presente en el primario está limitada por el programa de química de la central.

En CN Trillo, con el fin de reducir el paso de H-3 al ambiente del edificio de contención, por un posible efecto de evaporación del agua de la cavidad del reactor en recargas, durante el ciclo se extrae periódicamente una cantidad de agua del primario para evacuar parte del H-3. Además, durante el mes anterior al inicio de la recarga, se intensifica la “destritiación” aumentando el volumen de agua que se retira hasta alcanzar un valor de concentración de H-3 en el primario, ya establecido de antemano. La inundación de la cavidad del reactor no se autoriza si no se alcanza este valor.

1.4. Redcción de Zr-95 en el inventario del primario

En la recarga de 2012 se observaron valores de Zr-95 en la cavidad del reactor superiores a los habituales. Los análisis de las muestras tomadas indicaron que éste era el isótopo predominante, del orden de 2 décadas superior respecto del cobalto, y fue el de mayor contribución a la dosis ocupacional de los trabajadores que participaron en las actividades de cierre de reactor. Posteriormente. Durante algunos ciclos de operación posteriores, el Zr-95 fue uno de los radionucleidos de mayor peso en la composición del inventario del primario.

Las aleaciones de circonio se utilizan ampliamente en la industria nuclear debido a su baja absorción de neutrones y sus excelentes propiedades mecánicas y anticorrosivas. El Zircaloy es una aleación a base de circonio que se utiliza para el revestimiento del combustible y tubos guía de barras de control.

Durante el ciclo de operación, la oxidación de la aleación de circonio, forma una capa protectora, compacta y delgada de óxido sobre las varillas de los elementos combustibles que va aumentando en grosor hasta la finalización del ciclo.

Las investigaciones llevadas a cabo en 2013 concluyeron que el aumento de Zr-95 en el primario era consecuencia del “flaking” o formación de subcapas muy finas de óxido de circonio. Algunas de estas capas debieron desprenderse durante los movimientos del combustible entre la piscina de combustible gastado y el núcleo del reactor y habría afectado solo a un número reducido de elementos combustibles. Efectivamente, cuando estos elementos fueron retirados del núcleo, la concentración de Zr-95 en el primario volvió a su valor habitual.

1.5. Evacuación de gases nobles del circuito primario

Una de las actividades más importantes en recarga es evitar la liberación de gases nobles y aerosoles al edificio de contención durante la apertura del reactor. Para ello es necesario que sean evacuados del circuito primario de forma controlada hacia el exterior a través de la chimenea de ventilación. De esta forma se evita el uso de máscara respiratoria de forma continuada por los trabajadores y se elimina el riesgo de exposición interna.

En CN Trillo, la optimización de este proceso fue prioritaria desde el principio ya que su aparición en el edificio de contención supondría, además de los inconvenientes mencionados anteriormente, una ralentización en la ejecución de las actividades en contención.

CN Trillo dispone, por diseño, de una bomba que realiza el vacío en el circuito primario cuando éste se encuentra con el agua a $\frac{3}{4}$ de lazo. Cuando se consigue un ligero vacío, se inyecta N_2 en el circuito y mediante un “efecto de pistón” se conducen los gases hacia el sistema de tratamiento de efluentes gaseosos para que los gases nobles queden retenidos en los lechos de retardo (filtros de carbón). Cuando la cantidad de gases nobles que permanecen en el circuito está debajo de un valor ya establecido previamente, se pasa de inyectar N_2 a introducir aire y conducir los gases hacia la chimenea de ventilación controlando continuamente que no se supera

la concentración de actividad recogida en las Especificaciones de Funcionamiento de la central mediante la regulación manual de la válvula de control del caudal de salida de aire. Este proceso fue diseñado al inicio de la operación de la Central y mejorado durante los años siguientes hasta obtener la ausencia total de gases nobles en el edificio de contención durante la apertura del reactor.

1.6. Química del primario

El control de la química del agua es una de las tecnologías clave para la operación segura y fiable de una planta nuclear. La química del agua afecta a todos los materiales en contacto con el agua de refrigeración y, al mismo tiempo, se ve afectada por los propios materiales. Por lo tanto, se requiere el control de la química del agua para satisfacer la necesidad de mejorar la integridad de los materiales objetivo y, al mismo tiempo, se requiere que sea óptimo para todos los materiales y sistemas en la planta.

Los parámetros químicos de los sistemas de refrigeración de la central nuclear de Trillo están regulados a través del programa químico. Mediante este programa, la química del agua de refrigeración se supervisa y controla cuidadosamente para mantener la integridad de los materiales estructurales y del combustible, minimizando los efectos nocivos de las impurezas químicas y la corrosión en estructuras y componentes. Es fundamental en la minimización de la acumulación de material radiactivo y, por ello, en la reducción de la exposición a la radiación ocupacional, así como en la limitación de la liberación de productos y material radiactivo al medio ambiente. Este programa se ha ido mejorando a lo largo de los ciclos de operación, incluso llegando a modificar el pH del primario con el que inicialmente arrancó la Central. La gestión de la química del agua del sistema primario ha sido, y sigue siendo, una de las principales contribuyente a los programas de reducción de dosis.

En CN Trillo se continúa optimizando la protección radiológica para minimizar la corrosión y el desgaste de componentes, minimizando así el inventario disponible para su activación en el núcleo del reactor. Estas estrategias se aplican en la química de operación a potencia, en la parada y el arranque de la planta, en la optimización de los sistemas de filtrado y purificación del primario y en los sistemas de tratamiento de efluentes.

- Química del primario en paradas del reactor

En recargas, durante la parada del reactor, cuando la temperatura del sistema de refrigeración desciende a menos de 205°C, una gran parte de los productos de corrosión y parte también de la capa de impurezas de los elementos combustibles se vuelve soluble y pasan al refrigerante, moviéndose a lo largo del sistema. A medida que este material circula por el refrigerante tiende a acumularse en las superficies relativamente más frías de las tuberías y tubos del generador de vapor.

Especialmente en esta fase inicial de la parada del reactor, es cuando se hace un exhaustivo control y seguimiento del correcto valor de pH del agua del circuito primario. De esta forma se consigue, junto con la parada secuenciada y organizada de las bombas principales, acordada previamente con Sala de Control, que los productos de corrosión disueltos en el circuito del primario, se depositen en los puntos del circuito más convenientes para así evitar exposiciones a altos campos de radiación de los trabajadores.

En esta fase de la parada del reactor, entra también en acción el sistema de purificación de refrigerante con sus desmineralizadores para eliminar los productos de activación. CN Trillo dispone de un sistema con dos depósitos que contienen lechos de resinas que actúan como filtros bastante eficientes, debido a su capacidad para someterse a un intercambio iónico con los productos de activación.

Hay dos tipos de resinas de intercambio iónico; resinas aniónicas y resinas catiónicas. Sus nombres indican los tipos de iones con los que pueden realizar el intercambio. Por ello, es necesario conocer las características químicas de los productos de activación para poder determinar distribución más adecuada de unas y otras que debe haber en el depósito para conseguir una mayor eficiencia de filtrado.

Para conocer la evolución de la eficiencia de captación iónica de estos filtros, se realizan numerosos análisis periódicos por espectrometría gamma a la entrada y salida del filtro, para saber cuándo se han gastado las resinas de un depósito y alinear el otro para que continúe con la purificación del sistema.

Otra de las acciones realizadas en centrales nucleares consiste en la inyección de una pequeña cantidad de peróxido de hidrógeno (agua oxigenada) en el circuito primario cuando éste alcanza una determinada temperatura durante la parada del reactor. La disolución en el circuito de los productos de activación se produce por la entrada de oxígeno en el sistema. En CN Trillo se realizó en una recarga y sus efectos fueron muy similares a los producidos durante la evacuación de gases del primario. Este proceso se inicia con la inyección de N₂ en el primario y finaliza introduciendo aire del exterior, con lo que entra oxígeno sin necesidad de inyectar agua oxigenada.

- Inyección de yoduro amónico NH₄I en el primario

En los años 2009 y 2011 se observó, durante el ciclo de operación, la existencia en el inventario del circuito primario de I-131. Con el objeto de evitar su liberación al ambiente del edificio de contención durante la apertura del reactor, se añadió en el agua del primario una pequeña cantidad de cristales de yoduro amónico durante la fase de evacuación de gases del primario.

Al añadir yodo inactivo en forma de un compuesto soluble, éste fija el yodo radiactivo y de esta manera puede ser eliminado a través de los filtros del sistema de purificación del primario evitando así su liberación al ambiente.

El resultado en los dos años fue la ausencia de yodos radiactivos en el ambiente del edificio de contención durante toda la recarga.

1.7. Eliminación de puntos calientes

En la mayoría de los casos, los puntos calientes se deben a partículas de Co-60 que han sido activadas por el flujo de neutrones del reactor.

Su vigilancia e identificación debe ser realizada lo antes posible, con el fin de tomar las medidas adecuadas para evitar su propagación y/o erradicarlos. Durante el funcionamiento de la unidad, la mayoría de los puntos calientes permanecerán fijos en el combustible. Otros pueden caer, por gravedad, al fondo de la piscina o desplazarse a los puntos bajos del sistema de refrigeración del reactor.

Cuando en las recargas el Sistema de Eliminación de Calor Residual se pone en servicio, algunos puntos calientes pueden migrar a este circuito y ser depositados o fijados. Las ubicaciones más comunes son las bombas, intercambiadores de calor y válvulas del circuito.

Si al pasar un equipo subacuático limpiador del suelo de la cavidad del reactor al finalizar la recarga se detectan tasas de dosis particularmente altas en contacto con los filtros, ello quiere indicar la posible presencia de puntos calientes, en la tubería de drenaje o en el suelo de la cavidad. En este caso, hay que realizar un control

radiológico muy exhaustivo del suelo de la cavidad para evitar dosis inesperadas durante las tareas de cierre del reactor.

En CN Trillo se realiza, antes de comenzar con las tareas propias de cierre del reactor, tras la limpieza y secado de la brida de la vasija, un mapeo de toda la superficie del suelo de la cavidad y se eliminan los puntos calientes que se hayan detectado.

Igualmente, al finalizar la recarga, se realiza un control radiológico en la planta para la detección de puntos calientes, se identifican y se establece un programa para su eliminación, si es posible, durante el ciclo de operación. De no serlo, se intentan eliminar al inicio de la recarga. La eliminación se realiza, habitualmente, mediante el lavado interior de tuberías.

1.8. Secado de tubos del generador de vapor.

Para la evacuación de gases acumulados en los tubos del generador de vapor, que tras la apertura de las caja de agua pudieran salir al ambiente de contención, se utiliza un sistema de ventilación y filtrado que, además, realiza el secado interior de los tubos favoreciendo la recogida de datos del equipo de inspección y su posterior evaluación.

Es sistema consta de un equipo de impulsión de aire seco conectado mediante una manguera a la tobera de una tapa hermética colocada en la boca de hombre de la rama caliente del generador de vapor. En la boca de hombre de la rama fría se coloca otra tapa donde se coloca otra manguera conectada a un equipo de filtración compuesto por un filtro HEPA de alta eficiencia y otro de carbón activo. La salida del aire a través de este equipo se conecta al sistema de extracción de aire de zona controlada, pasando por los filtros de este sistema, antes de salir al exterior a través de la chimenea de ventilación.

Desde que este sistema de ventilación del generador de vapor se puso en funcionamiento en los años 90, no se han producido emisiones radiactivas al recinto de contención durante los trabajos de inspección de generadores de vapor.

1.9. Bombas principales

Entre los años 1989 y 2000, se realizaron numerosas inspecciones y modificaciones en las bombas principales, siendo especialmente relevantes las recargas de los años 1990, 1991 y 1993 en las que se inspeccionaron las tres bombas. Para ello fue necesario extraer el interno de las bombas y someterlo a un proceso de descontaminación en un depósito especialmente diseñado para ello. El proceso consiste en sumergirlo en agua a 90°C y aplicar varios ciclos de descontaminación mediante una combinación de una mezcla de productos químicos (ácido oxálico, cítrico y EDTA (ácido etilendiaminotetraacético) y ultrasonidos, para finalizar con un pasivado de la superficie exterior con el fin de reducir la recontaminación durante los posteriores ciclos de operación. En el depósito se introduce inicialmente el interno completo y posteriormente todos sus componentes conforme se van desmontando, consiguiéndose factores diferentes de descontaminación según los radionucleidos presentes y su forma física; el tipo de superficie, el tamaño, configuración, ubicación de la superficie contaminada; la accesibilidad del área contaminada, etc.

La descontaminación que se realiza permite trabajar bajo unos niveles de radiación aceptables. No obstante, es necesario realizar un seguimiento permanente del nivel de contaminación y radiación en la zona de trabajo

y en componentes, usar prendas de protección adecuadas al riesgo de contaminación existente en cada momento, la utilización de cámaras de TV y el control dosimétrico continuo mediante teledosimetría.

Mediante la optimización y mejora del proceso de descontaminación y de las técnicas de trabajo realizadas a lo largo de estos años, se ha conseguido reducir la dosis colectiva asociada a los trabajos en las bombas principales en más de un 50%. Teniendo en cuenta que la dosis colectiva asociada a los trabajos en una bomba principal supone del orden del 30% de la dosis total de una recarga en CN Trillo, el objetivo en los próximos años es seguir trabajando con el fin de reducir las exposiciones tanto como sea razonablemente posible.

1.10. Descontaminación de la cavidad del reactor

Disponer de un programa optimizado ¿para la descontaminación de la cavidad del reactor mediante equipos de robótica manejados por control remoto previamente al inicio de las tareas de cierre del reactor, aporta varios beneficios, ya que reduce la dosis del personal, reduce los desechos radiactivos de baja actividad, no afecta a la química de la planta y minimiza el riesgo de propagar la contaminación. Además, realizar esta descontaminación robótica mientras la cavidad del reactor está inundada acorta la duración de la interrupción de la ruta crítica hasta en cuatro horas.



- Limpieza de paredes de cavidad

En CN Trillo, se evitó desde el principio realizar la limpieza de las paredes de la cavidad mediante la impulsión de agua a presión con mangueras.

Se utiliza un equipo que se desliza, desde la cota de operación sujetado con cuerdas por dos operarios, por las paredes e impulsa agua a poca presión y desde muy corta distancia.

Mediante esta técnica:

- Se elimina el riesgo de contaminación ambiental en el edificio.
- Se reducen los riesgos de contaminación personal
- Se minimiza el uso de prendas de protección personal.

- Limpieza del suelo de la cavidad



Desde 2013, se utiliza un equipo específico para la limpieza y descontaminación subacuática del suelo de la cavidad del reactor. El equipo está basado en la idea de un limpiafondos de piscinas convencional adaptado a las exigencias de fabricación de una instalación nuclear. Dispone de unos rodillos que van arrastrando la "suciedad" hasta un filtro que se encuentra sumergido en la cavidad del reactor.

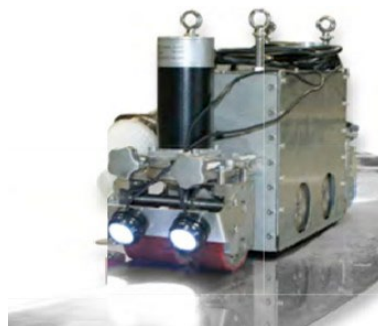
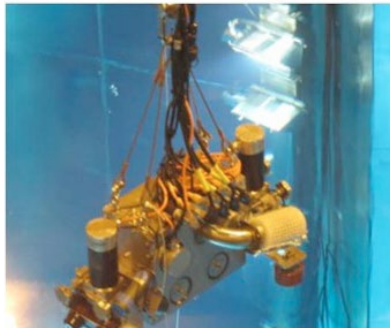
Su eficiencia es muy elevada y reduce considerablemente la dosis de los operarios que realizan posteriormente la limpieza definitiva de forma manual.

- Limpieza de la brida de la vasija del reactor

La limpieza de la brida de la vasija del reactor se ha realizado desde el inicio manualmente una vez posicionada la tapa de blindaje en la cavidad de reactor. En las últimas recargas, esta tarea se viene realizando bajo agua mediante un equipo robotizado.

Con ello se consigue:

- Minimizar la dosis operacional que reciben los trabajadores al realizar esta actividad.
- Eliminar, mediante cepillado, los posibles restos de la junta de estanqueidad sin dañar la superficie de la brida.
- No impactar en la ruta crítica de la recarga, ya que la actividad se desarrolla durante la bajada de nivel de agua en la cavidad del reactor.



Equipo robotizado para la limpieza de la brida de la vasija del reactor

1.11. Filtración del agua de la cavidad del reactor en recarga

Desde 2013, se utiliza de un equipo portátil para el filtrado del agua de la cavidad del reactor. Dispone de una bomba y un equipo de filtrado con 6 cartuchos de filtración, permaneciendo en la cavidad todo el tiempo que ésta se encuentra inundada durante la recarga.



Equipo portátil para el filtrado de agua

Además de realizar la función de descontaminación reteniendo los productos de activación disueltos en el agua, clarifica el agua de la cavidad permitiendo una mejor visión a los operadores de la máquina de recarga durante la reposición del combustible gastado. Una vez finalizada la recarga, se traslada el conjunto filtrante a la piscina de combustible gastado donde permanece un año, hasta la siguiente recarga.

De esta manera, los niveles de radiación de los cartuchos filtrantes disminuyen considerablemente antes de extraerlos para su almacenamiento en bidones y su posterior traslado al almacén de residuos radiactivos.

Parte 3. Otras actividades desarrolladas por el servicio de Protección Radiológica

1. Contenedores de combustible irradiado

En el año 2002 se iniciaron las pruebas para la carga de contenedores DPT y se realizó la primera carga de 2 contenedores con elementos combustibles irradiados.

La dosis colectiva e individual asociada a esta actividad ha ido disminuyendo significativamente desde el inicio hasta estabilizarse en los últimos años. Las causas principales han sido las siguientes:

- Diseño e instalación de blindajes para la radiación neutrónica en la plataforma de trabajo y en forma de galleta, para la radiación gamma y neutrónica, en los puntos más críticos del contenedor donde no existe prácticamente blindaje y se realiza la conexión de mangueras para realizar el vacío del interior del contenedor y llenado del gas refrigerante.
- Se procuró que los operarios que participaran en esta actividad siempre fueran los mismos o que hubiera mínimos cambios en la composición de los equipos de trabajo. De esta forma, la experiencia que se iban adquiriendo en la carga del contenedor hizo que, en pocos años, se redujera a la mitad el tiempo de la carga del contenedor, pasando de 4 semanas a las 2 semanas actuales y disminuyera considerablemente la dosis ocupacional.

2. Almacén temporal individualizado (ATI)

CN Trillo fue la primera central española en contar con un Almacén Temporal Individualizado (ATI), para el almacenamiento temporal de combustible gastado. La Autorización de Construcción fue aprobada en el Consejo de Ministros del 31 de julio de 1999 con el objetivo de resolver el problema de limitación de espacio necesario para la continuidad de la operación de la central.



ATI de la central

El almacén en seco de combustible gastado está construido fuera del recinto de contención, con una superficie útil de 2.280 metros cuadrados y diseñado para albergar hasta 80 contenedores tipo DPT, cada uno capaz de alojar 21 elementos combustibles. Sin embargo, en 2016 se completaba a efectos prácticos la capacidad de almacenamiento del ATI con 32 contenedores DPT, debido a los requisitos de la licencia del contenedor respecto al enriquecimiento, quemado y enfriamiento del combustible gastado que pueden almacenar. Por ello, la central nuclear de Trillo inició el proceso de re-licenciamiento del ATI, empleando el nuevo contenedor ENUN 32P. Ambos tipos de contenedor tienen el doble propósito: almacenamiento y transporte. A 31 de diciembre de 2020 hay almacenados en su interior 36 contenedores: 32 son contenedores metálicos DPT y 4 son ENUN32P.

En 2018, el Laboratorio de Patrones Neutrónicos del CIEMAT realizó una caracterización dosimétrica detallada y extensa respecto a radiación neutrónica del ATI de la central nuclear de Trillo que incluye el propio edificio del

ATI, el contenedor, y el material de blindaje neutrónico empleado en el contenedor, empleando para ello una combinación de técnicas experimentales de espectrometría neutrónica y dosimetría neutrónica y gamma, así como simulación Monte Carlo. Los resultados obtenidos han demostrado el amplio margen existente respecto al límite de dosis establecido en el exterior del ATI.

SERVICIO DE DOSIMETRÍA PERSONAL EXTERNA (SDPE)

El Servicio de Dosimetría Personal Externa de la Central Nuclear de Trillo (SDPE) fue autorizado por el Consejo de Seguridad Nuclear el 4 de octubre de 1987 y desde entonces es auditado regularmente por el propio Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). Cumple con los requisitos técnicos-administrativos y los criterios en relación con las funciones, medios humanos y técnicos, procedimientos de trabajo, registro y archivo de datos, y control de calidad, asociados a su funcionamiento tal como establece la Guía de Seguridad 7.1 (GS-7.1/06) del CSN.

El Servicio está basado en un sistema de dosimetría que dispone de un sistema de medición automático conformado por 4 lectores, 1 irradiador automático de dosímetros, 2 hornos eléctricos para el borrado de los dosímetros y dosímetros termoluminiscentes de LiF. Cada lector cuenta con un software y una base de datos donde se registran todas las mediciones.

El sistema de medición se calibra anualmente, se verifican los factores de calibración de los lectores cada vez que se va a realizar una lectura de dosímetros y se ejecutan pruebas de funcionamiento mensuales. Las irradiaciones para las calibraciones y comprobaciones se efectúan en la sala de calibración ubicada en la propia central.

Como complemento a las inspecciones periódicas a los SDPE autorizados que realiza el CSN, con objeto de verificar que su funcionamiento es acorde con las condiciones de autorización, el CSN lleva a cabo campañas de intercomparación entre los SDPI nacionales con una periodicidad en torno a los cinco años. En estas campañas, los SDPE autorizados tienen que acreditar la fiabilidad de su funcionamiento.

El SDPE de CN Trillo ha participado en estas campañas de intercomparación, obteniendo unos resultados muy satisfactorios.



Lector de dosímetros termoluminiscentes

3. Servicio de dosimetría personal interna (sdpi)

El Servicio de Dosimetría Personal Interna de la Central Nuclear de Trillo (SDPI) fue autorizado por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) el 4 de octubre de 1987, modificada de oficio en fecha 24 de julio de 2013, y desde entonces es auditado regularmente por el propio CSN.

El Servicio está basado en un Contador de Radiactividad Corporal (CRC) tipo Quicky, que permite discriminar entre contaminación interna y externa. El SDPI dispone para la verificación de la calibración del CRC de una fuente de Co-60 y otra de Am-241. Se realizan al CRC verificaciones anuales y calibraciones quinquenales, de conformidad con las especificaciones del condicionado de autorización vigente del SDPI en cuanto a su periodicidad, maniquí utilizado, trazabilidad de los patrones y registros generados.



CRC tipo Quicky

En las instalaciones del SDPI se lleva a cabo un control sobre la estabilidad de las condiciones ambientales existentes en la sala del contador, lo que garantiza que los detectores no se vean afectados en su respuesta.

Al igual que con los SDPE, el CSN también lleva a cabo campañas de intercomparación periódicas entre los SDPI nacionales. El resultado obtenido en ellas por el SDPI de CN Trillo ha sido muy satisfactorio

4. Emisiones al medio ambiente. Manual de cálculo de dosis al exterior (mcde)

La autoridad reguladora (CSN) establece los límites de descarga de efluentes radiactivos para instalaciones y actividades con el fin de mantener las dosis para los miembros del público a niveles tan bajos como sea razonablemente posible mediante el uso de las "mejores técnicas disponibles" para controlar las emisiones de materiales radiactivos al medio ambiente. En España, el límite de dosis efectiva para los miembros del público es de 1 mSv por año oficial.

La Central de Trillo ejerce un continuo y estricto control y vigilancia de las emisiones de efluentes radiactivos. El MCDE (Manual de Cálculo de Dosis al Exterior), documento oficial de explotación de CN Trillo, desarrolla en detalle el contenido de las especificaciones de vertido y regula su aplicación práctica. Contiene la metodología y los parámetros usados en el cálculo de las dosis al exterior debidas a los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos, y en el cálculo de los puntos de tarado de alarma/disparo de los canales de vigilancia de actividad en los efluentes líquidos y gaseosos.

El MCDE también contiene un resumen de las vías de vertido y estructura de descarga de la instalación, así como un listado de los procedimientos utilizados por la planta en relación al control de los vertidos radiactivos.

Hasta hace pocos años, el modelo de cálculo de dosis a la población estaba diseñado para calcular la dosis, de una manera conservadora, para un individuo hipotético expuesto a las concentraciones más altas de materiales radiactivos a partir de efluentes radiactivos. Esta persona se denomina como el individuo crítico (o individuo hipotético más expuesto). Las suposiciones utilizadas en estos cálculos de dosis suelen incluir suposiciones conservadoras que tienden a sobrestimar la dosis. Como resultado, las dosis reales recibidas por individuos reales suelen ser mucho menos que las calculadas.

Recientemente el CSN requiere a las centrales que se realicen cálculos de dosis realistas (sí pero el cálculo oficial para vigilar cumplimiento de límites sigue siendo el del MCDE por lo que yo eliminaría el cálculo de dosis realistas. Una evaluación de dosis realista consiste en calcular dosis tan cercanas como sea posible, a las que recibirían de hecho los integrantes de la población debido al impacto radiológico ocasionado por la instalación. El método más realista para la estimación de dosis a los miembros del público es la monitorización o vigilancia de las vías de exposición y la realización de estudios sobre los hábitos de la población local, de esta forma, los cálculos de dosis emplearían factores de consumo reales de las poblaciones afectadas por las emisiones de la Central.

Las emisiones de efluentes radiactivos al medio ambiente de CN Trillo son significativamente inferiores a los límites establecidos, representando aproximadamente el 0,2% del límite anual de dosis al público (1 mSv).

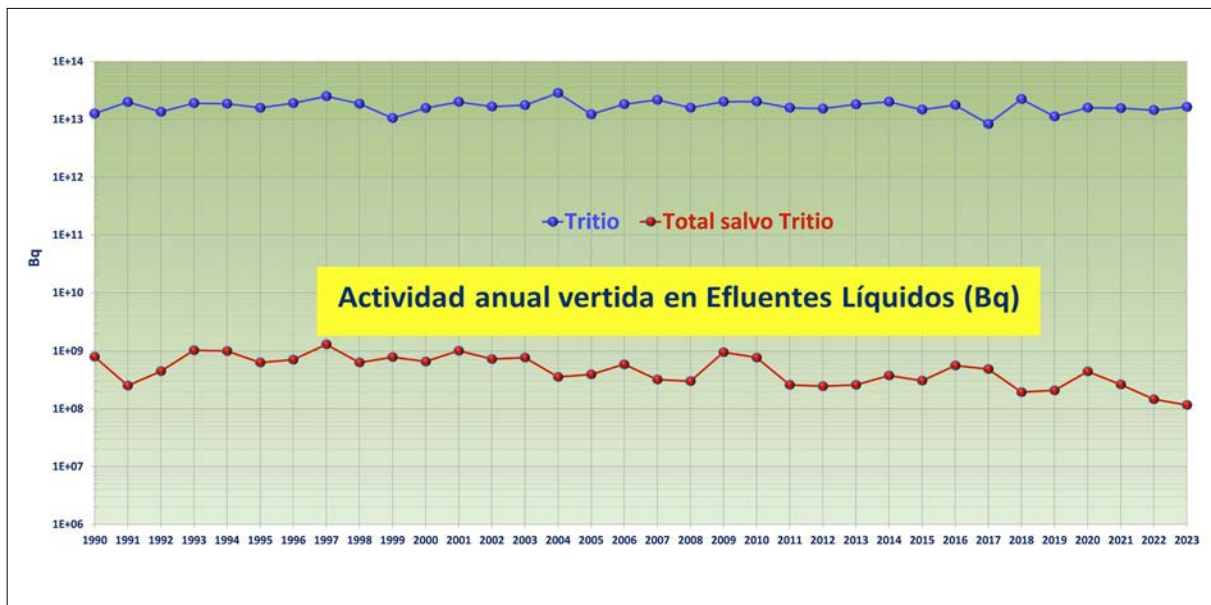
5. Programa de vigilancia radiológica ambiental (PVRA)

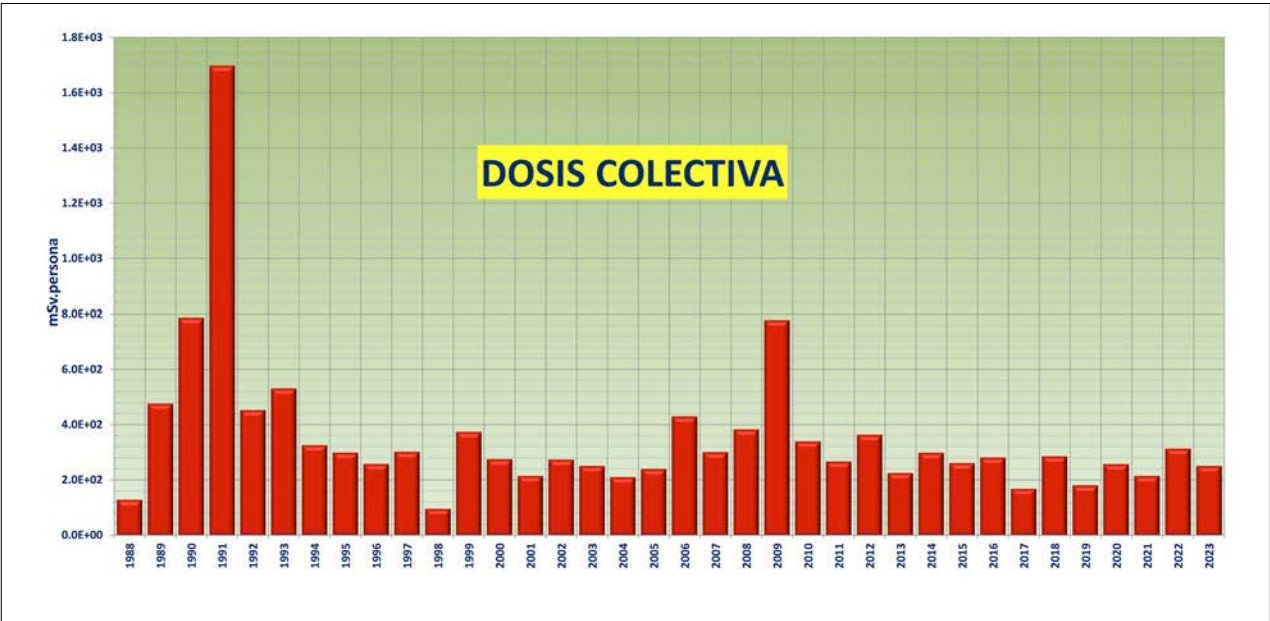
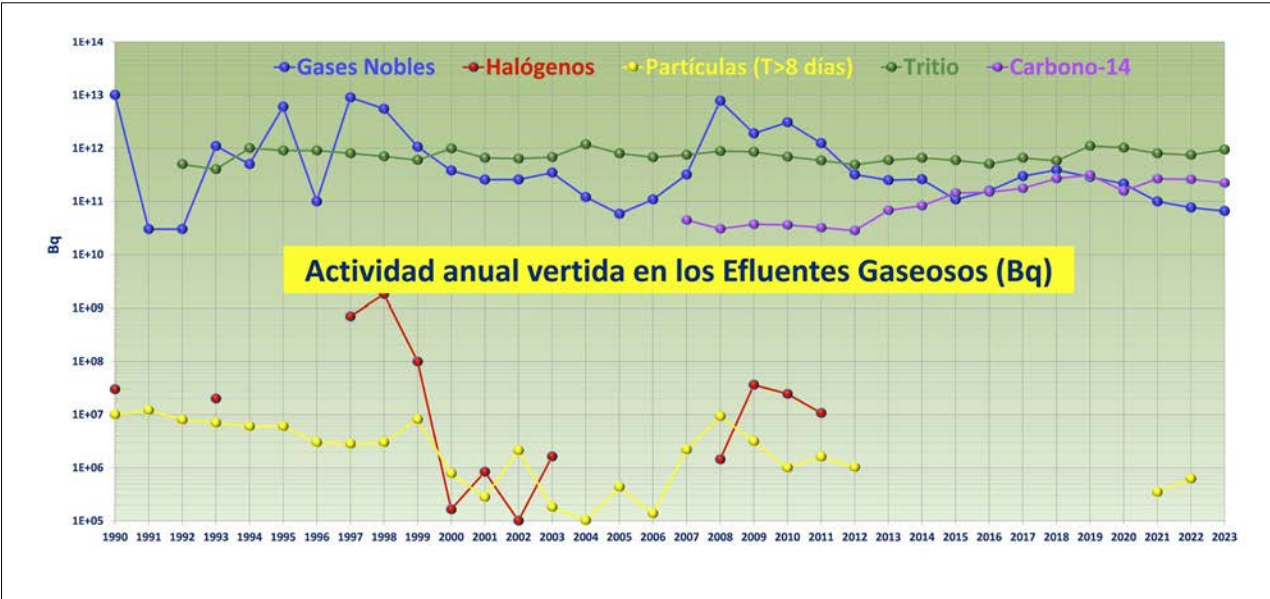
El Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA), así como la metodología y parámetros utilizados en la realización del mismo, y una relación de los procedimientos utilizados por la planta en relación con el citado programa ambiental vienen recogidos en el MCDE.

El PVRA se define como el conjunto formado por la red de vigilancia y los procedimientos de muestreo, análisis y medida, encaminado a determinar el posible incremento de los niveles de radiación y la presencia de radionucleidos en el medio ambiente, con objeto de evaluar el impacto radiológico derivado del funcionamiento de las instalaciones. Sus objetivos fundamentales se dirigen a proporcionar datos sobre los niveles de radiactividad en las vías potenciales de exposición más importantes para las personas en el emplazamiento y verificar la idoneidad de los programas de vigilancia de efluentes y de los modelos de transferencia de los radionucleidos en el medio ambiente.

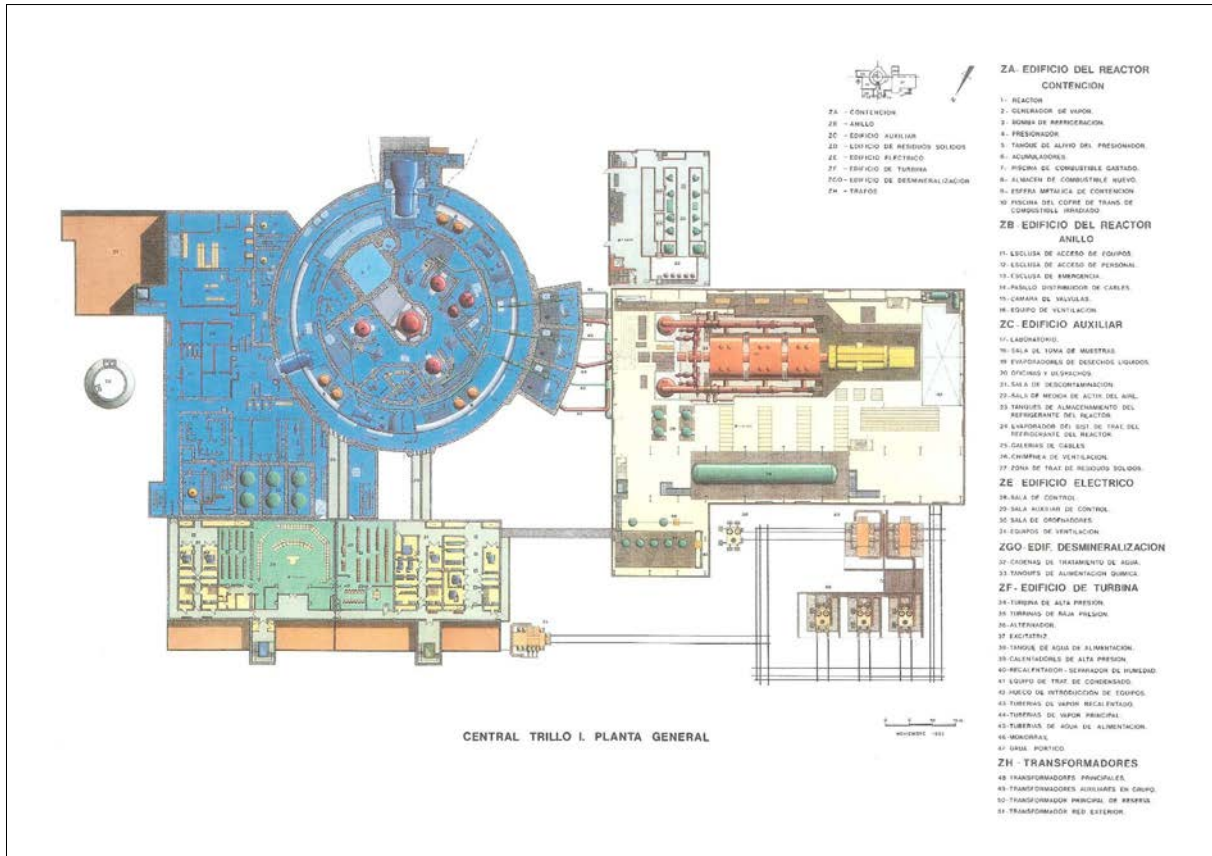
Las vías genéricas de exposición consideradas en los PVRA son las de exposición directa de las personas a las radiaciones como el aire, radiación directa, agua potable y alimentos; el agua superficial que aunque en algunos casos no sea de uso directo por la población es, junto con el aire, el medio primario de recepción de los radionucleidos vertidos por la instalación, y otras que sin ser vías directas de exposición, son buenos indicadores de la presencia de radionucleidos en el medio ambiente como sedimentos o ciertos organismos indicadores. Para el establecimiento de los puntos de muestreo se han seguido las recomendaciones de la guía de seguridad del CSN, GS-4.1, "Diseño y desarrollo del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares".

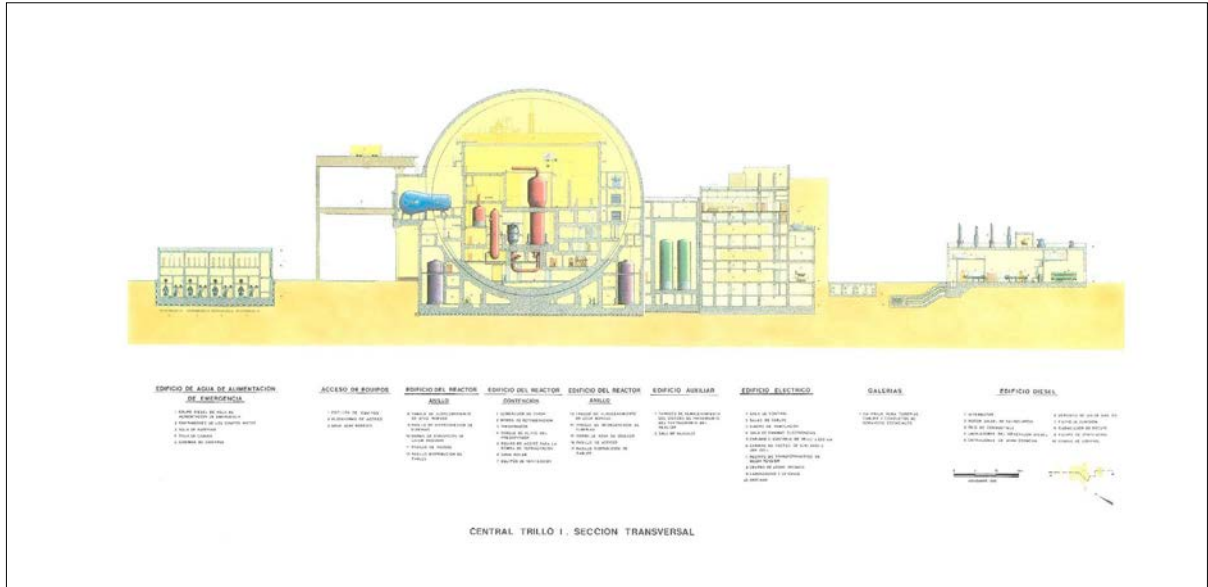
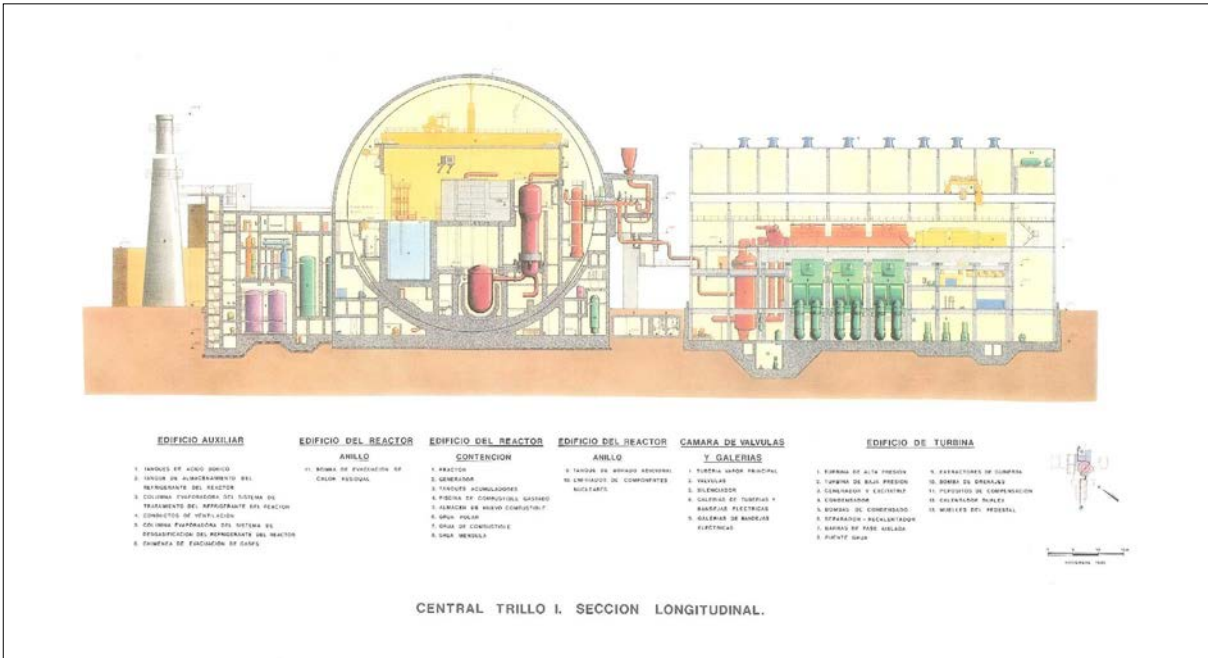
Indicadores de funcionamiento





Esquemas de la central







Central nuclear de Trillo

José Manuel Garcés de Marcilla Bayo es Licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid y Master del CIEMAT para Jefe de Servicio de Protección Radiológica. En el año 1982 comienza su actividad laboral en la Central Nuclear de Trillo, trabajando en la puesta en marcha de la Central. En 1987 obtiene el título de Jefe de Servicio de Protección Radiológica para Instalaciones Nucleares, concedido por el Consejo de Seguridad Nuclear. En 2006 pasa a dirigir el departamento de Protección Radiológica, Medioambiente y Emergencia. Ha sido miembro del Grupo de Protección Radiológica y del Grupo de Emergencias de UNESA ocupando la presidencia de este último durante 9 años. Ha participado como experto en una *OSART Mission* de la OIEA y en varias *WANO Peer Review*.

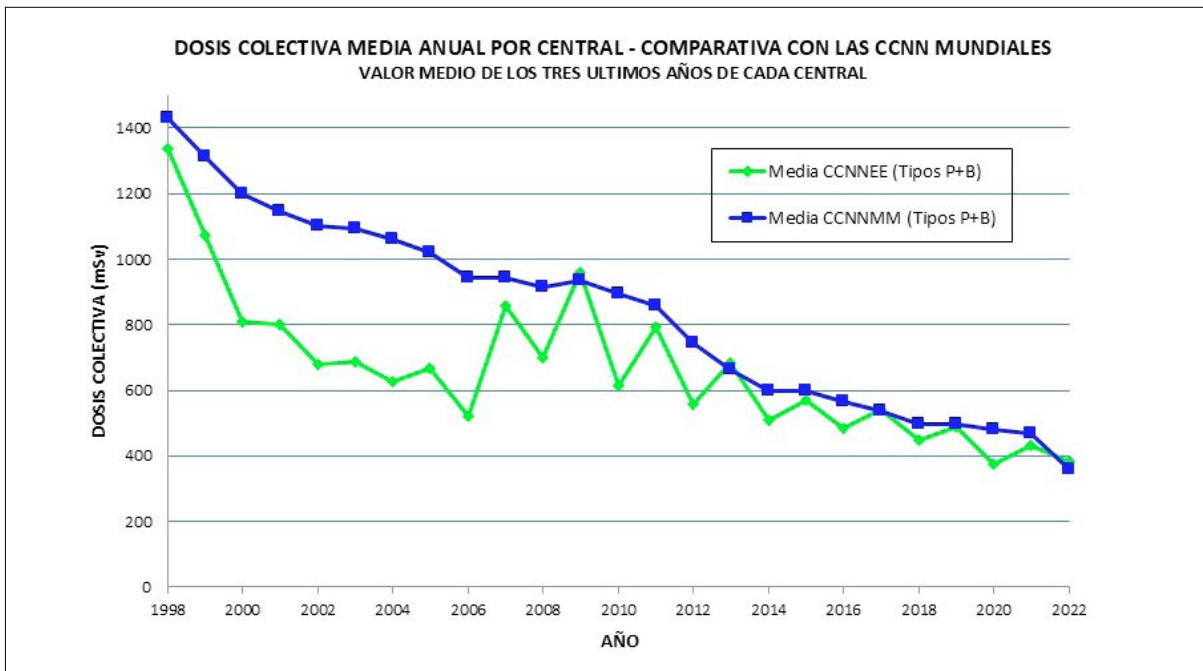
Historia de la Protección Radiológica de las centrales nucleares españolas en el siglo XXI

Angel Félez Justes, Nicolás Guillén, Manel Tarés Lagunas, José Luis Sarria, Amparo García Martínez y Anna Prim Pujals

1. Mejora y consolidación de resultados dosimétricos

En el siglo XXI se han consolidado los planes de reducción de dosis desarrollados anteriormente, asegurando que las dosis de los trabajadores y público en general se mantienen en los valores tan bajos como es razonablemente alcanzable, mediante la introducción de mejoras en la instalación, en los métodos de trabajo y en la formación del personal.

Como puede observarse en el gráfico siguiente, la dosis colectiva media anual de las CC.NN.EE. durante el siglo XXI se ha conseguido reducir un 53%, pasando de 808 mSv.p a los actuales 382 mSv.p, datos obtenidos de ISOE (*Information System on Occupational Exposure*).



Respecto al término fuente, tras la disminución significativa alcanzada en etapas anteriores, en las dos últimas décadas se ha sistematizado la evaluación del mismo, y derivado de dicha evaluación se han implantado acciones adicionales para su reducción. Ejemplos destacados serían los siguientes:

- Consolidación de la estrategia de inyección de Zn y de operación con pH elevado a inicio de ciclo.
- Mejoras importantes del proceso en la oxigenación con Bombas de Refrigerante de Reactor paradas, así como del tiempo y caudal de purificación tras la oxigenación.
- Mejoras importantes de los procesos de limpieza de elementos combustibles mediante ultrasonidos de alta eficacia.
- Uso de resinas macroporosas en diversos desmineralizadores del sistema primario, lo que permite una mayor retención de productos de fisión y de activación, con la correspondiente reducción de tasa de dosis y de puntos calientes en el circuito primario y circuitos auxiliares y una menor frecuencia de cambio de filtros.
- Descontaminación química del sistema de limpieza de agua del reactor y del sistema de recirculación (CN Cofrentes).
- Uso de sistemas de filtrado auxiliar para limpieza de agua en cavidad durante las recargas de combustible, en los momentos en los que los sistemas de purificación del agua no están disponibles por las actividades de mantenimiento de los mismos. Una de las ventajas del uso de este sistema es la posibilidad de realizar un filtrado focalizado en las áreas de mayor interés, mediante el acople de un sistema de aspirado de suelos, con cámara local y movimiento en remoto, al propio sistema de filtrado (CN Cofrentes).



Sistema de filtrado auxiliar



Equipos descontaminación química

En las plantas nucleares se han desarrollado potentes planes ALARA que han supuesto la consolidación de la reducción de las dosis colectivas, principalmente en las recargas. Las mejoras más relevantes se describen a continuación:

- Se han implantado mejoras de planificación y coordinación de los trabajos en parada para Recarga, integrando la protección radiológica en el proceso de Trabajo Programado a 120 días de las plantas.
- Se ha avanzado significativamente en la instalación de blindajes permanentes y se ha mejorado la instalación y gestión de blindajes temporales.
- Se ha optimizado la disponibilidad y uso de los equipos de protección mediante el uso de equipos de filtrado de agua específicos y de equipos de filtrado de aire de alta capacidad para su instalación en diferentes ubicaciones, así como en la implantación de sistemas de contención de la contaminación en los trabajos de alto riesgo, como las inspecciones por corrientes inducidas.
- Se ha reforzado la comunicación de resultados radiológicos entre los trabajadores expuestos, incluyendo el establecimiento de objetivos de dosis por departamento y empresas y la mejora en la información suministrada a los Trabajadores Expuestos.
- Se han implantado o están en fase de implantación cambios de diseño que han supuesto la reducción de las dosis colectivas, como la sustitución de la tapa de la vasija en CN Vandellòs II y la duplicación de la bomba de purificación del foso de combustible gastado y tanque de agua de recarga. (CNVII).



Tapa nueva de la vasija de CN Vandellòs II



Tapa sustituida en entrada al Almacén de residuos

Por otro lado, se ha producido un cambio en el paradigma de protección, ya que adicionalmente a la reducción de las dosis colectivas, se ha puesto el foco en la reducción de las dosis individuales. Para ello, se ha mejorado la sensibilización de los trabajadores respecto a sus resultados dosimétricos implantando las siguientes estrategias:

- Establecimiento de objetivos de dosis individual máxima aprobados en el Comité ALARA y cada vez más ambiciosos, tanto en el periodo de operación normal como en las recargas.

- Seguimiento de los trabajadores con mayores dosis individuales, estableciendo planes específicos para la minimización de estas dosis.
- Uso de los dosímetros de lectura directa (DLD) como medio adicional de protección de los trabajadores: para conseguirlo, se ha optimizado el crédito de dosis y tarado de alarmas de los dosímetros DLD, se realiza el ajuste individual de los créditos de dosis en función del trabajo a realizar, permitiendo el seguimiento y protección de los trabajadores con mayor dosis individual acumulada. Asimismo, en algunos casos, se realiza una parametrización personalizada de los umbrales de alarma de tasa de dosis en el DLD en función del trabajo a realizar y de la zona donde se realiza, lo que permite detectar y solventar situaciones radiológicas anómalas de forma temprana.
- Inclusión en el Permiso de Trabajo con Radiaciones (PTR) de la información relativa a los umbrales de alarma del DLD establecidos en función del trabajo a realizar, y comunicación sistemática a los trabajadores en los pre-jobs de tareas relevantes.
- Comunicación automática de la dosis individual acumulada a cada trabajador en el acceso a Zona Controlada, de forma que se facilita a cada trabajador el seguimiento de sus dosis recibidas fomentando así su responsabilidad individual en el cumplimiento de los objetivos de protección radiológica.
- Inclusión del uso de dosímetros DLD para la estimación de la dosis neutrónica individual en aquellos trabajos con posibilidad de existencia de radiación neutrónica, adicionalmente a la dosimetría neutrónica realizada mediante detectores de área.

2. Análisis de Experiencia Operativa y Análisis de la Experiencia de otras Plantas

- En los últimos quince años, aproximadamente, se ha desarrollado y consolidado en todas las centrales nucleares un proceso sistemático para el registro y el análisis de la experiencia operativa propia mediante programas de identificación y resolución de problemas, los cuales utilizan, en general, bases de datos informatizadas que incorporan centenares de deficiencias y no conformidades detectadas en las centrales. Una parte de estos registros corresponden a sucesos relacionados con la protección radiológica.
- Los programas de identificación y resolución de problemas se desarrollan en base a un esquema lógico de identificación y registro de las deficiencias, las no conformidades y los sucesos, así como el análisis del suceso y la propuesta de acciones correctivas, correctoras y de mejora. Para ello, la Comisión de Protección Radiológica y Residuos Radiactivos fue pionera en desarrollar una guía para el seguimiento de las actividades rutinarias bajo tutela de los distintos servicios de protección radiológica de la central. La primera versión de la guía CEN-17 “Seguimiento de las actividades rutinarias del Servicio de Protección Radiológica” fue publicada en marzo de 2006 e incluía también la categorización de los sucesos descritos según su grado de importancia o gravedad. El conjunto de actividades rutinarias involucradas se distribuyó bajo los epígrafes de vigilancia radiológica de la planta, exposición del personal, descargas radiológicas, Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental y gestión de residuos radiactivos. Según esta sistemática establecida, cada suceso se evalúa individualmente en un grado progresivo de esfuerzo y profundidad de análisis de acuerdo a la categorización del mismo, de manera que se contempla desde un simple análisis de causa directa hasta complejos análisis de causa raíz, tal como se realizó, por ejemplo, con el incidente más importante ocurrido en el ámbito radiológico en una central nuclear española: el suceso de emisión de partículas radiactivas al exterior en la central nuclear de Ascó 1, reportado en abril de 2008.

- A parte de la evaluación individual de cada suceso, este tipo de bases de datos permite una explotación en conjunto con el fin de realizar análisis de tendencias y cronogramas de los sucesos ocurridos según tipos de incidencias o áreas específicas afectadas.
- Por otra parte, las centrales nucleares están dotadas de sistemas de información que permiten reunir experiencia operativa ajena, la cual es analizada internamente para estudiar su aplicación en la propia central. En materia de protección radiológica, ello no solo atañe a experiencias ocurridas en plantas nucleares, sino que también se evalúan sucesos en otros ámbitos que pudieran ser de aplicación en las centrales (por ejemplo, servicios de gammagrafía industrial o centros sanitarios).
- Finalmente, los servicios de protección radiológica de las centrales se han beneficiado de la experiencia aportada en otros foros, como son las misiones organizadas en las centrales desde WANO (Technical Support Mission y Peer Review) y la OIEA (misiones OSART), así como acciones de intercambio de experiencias con otras plantas del mundo. Cabe decir, asimismo, que la participación periódica en reuniones técnicas, jornadas y congresos (especialmente, de la Sociedad Española de Protección Radiológica, la Sociedad Nuclear Española o el Information System on Occupational Exposure, entre otros) aporta conocimiento en experiencias operativas de interés para las centrales.
- La evaluación de la experiencia operativa redundante en la implementación de acciones de mejora, detección de debilidades latentes que se ignoraban, mejora de los procedimientos operativos y administrativos y, sobre todo, formación y divulgación internas del personal.
- Todo ello ha contribuido a que el registro y la evaluación de la experiencia operativa de la industria se haya afianzado como parte integrante en el quehacer diario del personal que presta sus servicios en los servicios de Protección Radiológica de las centrales nucleares.

3. Armonización de criterios entre las CC.NN.EE.

• ***Grupo Efluentes CC.NN./CSN para unificación de MCDE's.***

En 2014 se constituyó este grupo para unificar ciertos aspectos del contenido del Manual de Cálculo de dosis en el Exterior (MCDE). Como resultado de los trabajos realizados en el seno del grupo se acordaron una serie de modificaciones que se implantaron en los MCDE a principios de 2018. Las modificaciones abarcan los siguientes aspectos:

- Establecimiento del criterio de significatividad radiológica de las vías de emisión de efluentes radiactivos con el objetivo de optimizar las vigilancias (controles e instrumentación a aplicar). Fruto de esta clasificación, se revisaron las vías potenciales de emisión de efluentes líquidos y gaseosos.
Se establecen tres tipos de vías, según la significatividad, de más a menos importante: vía principal, vía no significativa y vía potencial. Esta clasificación permite definir las vigilancias (instrumentación instalada y frecuencias de muestreo/análisis) adecuadas a las características de cada vía.
- Unificación de los controles asociados a las vigilancias radiológicas de las emisiones, tanto en su redacción como en las acciones a tomar por inoperabilidad, condiciones a vigilar y frecuencias de los muestreos y análisis a aplicar.
- Armonización de los muestreos y análisis, con especial atención a las medidas de tritio y carbono-14.

- Revisión de las tasas de consumo y distancias a considerar para el cálculo de dosis para las distintas vías de exposición.
- Se establece un modelo adicional de vigilancia del nivel de actividad de los efluentes que es independiente del entorno real de la central. De esta forma, se puede analizar el comportamiento a largo plazo de las emisiones con un criterio uniforme.

• **Grupo Residuos CC.NN./CSN unificación de documentación, CEN-40, CEN-24, CEN-55, CEN-36 y CEN-17.**

Una de las consecuencias inherentes a la producción de energía eléctrica en las centrales nucleares es la generación de residuos radiactivos. La minimización de este tipo de residuo ha sido desde el inicio un aspecto en el que todo el sector ha centrado sus esfuerzos.

Fruto de este esfuerzo, y mediante la creación de grupos sectoriales compuestos por técnicos tanto del CSN como de las CCNN, se han editado diversas guías de apoyo que recogen las pautas, procedimientos y mejores prácticas para minimizar y caracterizar los residuos radiactivos.

Así en julio de 2008 se edita la guía CEN-24 *"Guía para la elaboración de procedimientos para la segregación radiológica de material residual no homogéneo en las centrales nucleares españolas"* cuyos objetivos son establecer las directrices y metodología para la redacción de los procedimientos de las centrales nucleares españolas relativos a la segregación de material residual no homogéneo (compactable y no compactable) de las mismas, de forma que:

- Se garantice que todos los materiales residuales segregados tengan un nivel de contaminación indetectable, medido con un nivel de confianza del 95%.
- Se optimice la generación de residuos radiactivos.
- Se tomen las precauciones y medidas de protección básicas para la realización del proceso.



ISOC's para la medida de residuos en contenedores CMT y en bidones

Años más tarde, en septiembre de 2011 se publica la Instrucción IS-31, sobre los criterios para el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares. En ella se establece la clasificación de los materiales residuales en impactados y no impactados, así como el proceso para su categorización.

Como consecuencia de esta instrucción se trabaja en dos nuevos documentos CEN en paralelo, uno para la gestión de materiales No Impactados, y otra para la gestión de materiales Impactados.

En el caso particular de los materiales No Impactados, en abril de 2012, se editó la guía CEN-40 *“Guía de categorización de materiales residuales no impactados y su control radiológico para la salida de zonas de residuos radiactivos”* cuyo objetivo es establecer los criterios para categorizar los materiales procedentes de zonas de residuos radiactivos (ZRR) como materiales residuales no impactados, así como los criterios y condiciones para su control radiológico, y su registro documental.

Tras esta guía, se editó en diciembre de 2012 y se revisó posteriormente en octubre de 2013, la guía CEN-36 *“Metodología para la desclasificación incondicional de materiales residuales”* cuyos objetivos son establecer la metodología para la gestión convencional de los materiales residuales mediante su desclasificación incondicional a partir de su caracterización con equipos de espectrometría gamma, así como presentar un procedimiento común de Plan de Pruebas que sirva de guía para la elaboración de los Planes de Pruebas de las centrales nucleares. Con esta nueva guía, que rige la gestión de los materiales impactados se cierra el círculo de la gestión de los materiales residuales que se consideran no radiactivos y cuyo tratamiento se realiza por la vía convencional en función de la naturaleza del residuo.

Durante el transcurso de los años las CCNN han incorporado en su actividad diaria estos procesos, siempre encaminados a la minimización de los residuos radiactivos, el control radiológico de los mismos, así como la minimización de las dosis recibidas por los trabajadores.

A raíz de la aplicación de estas guías en las CCNN, así como de los avances tecnológicos en materia de instrumentación radiológica, se han ido identificado posibles actuaciones que mejoran forma significativa estos procesos.

Así, en julio de 2021, se editó la guía CEN-55 *“Guía para el análisis mediante espectrometría gamma de las unidades de valoración de material residual y su categorización como no impactado”* cuyo objetivo es establecer un proceso común para el análisis mediante espectrometría gamma de las Unidades de Valoración de material residual y su caracterización como No Impactado. En ella, se desarrolla el contenido del apartado 11.2.2 de la CEN-40 *“Análisis mediante espectrometría gamma de la unidad de valoración de material residual”*

Adicionalmente, y con el fin de disponer de una guía para la supervisión, no solo de la gestión de los residuos radiactivos sino también del resto de procesos relacionados de una manera u otra con la protección radiológica en las CCNN, se editó en marzo de 2006, y se ha ido revisando de forma periódica a medida que se iban identificando posibilidades de mejora, la guía CEN-17 *“Seguimiento de las actividades rutinarias del servicio de protección radiológica”*.

Esta guía abarca aspectos como la vigilancia radiológica de la planta (VR), la exposición del personal (EP), las descargas radiológicas y plan de vigilancia radiológica ambiental (DR), la gestión de residuos radiactivos (GR) y la instrumentación y equipos (IE), y su objetivo es establecer los criterios para el seguimiento, análisis y evaluación sistemática de las actividades y las diferentes tareas ejecutadas por el Servicio de Protección

Radiológica (SPR) o relacionadas con el mismo durante la explotación de la Central Nuclear, que habrán de ser considerados para su inclusión en su Programa de Acciones Correctivas (PAC).

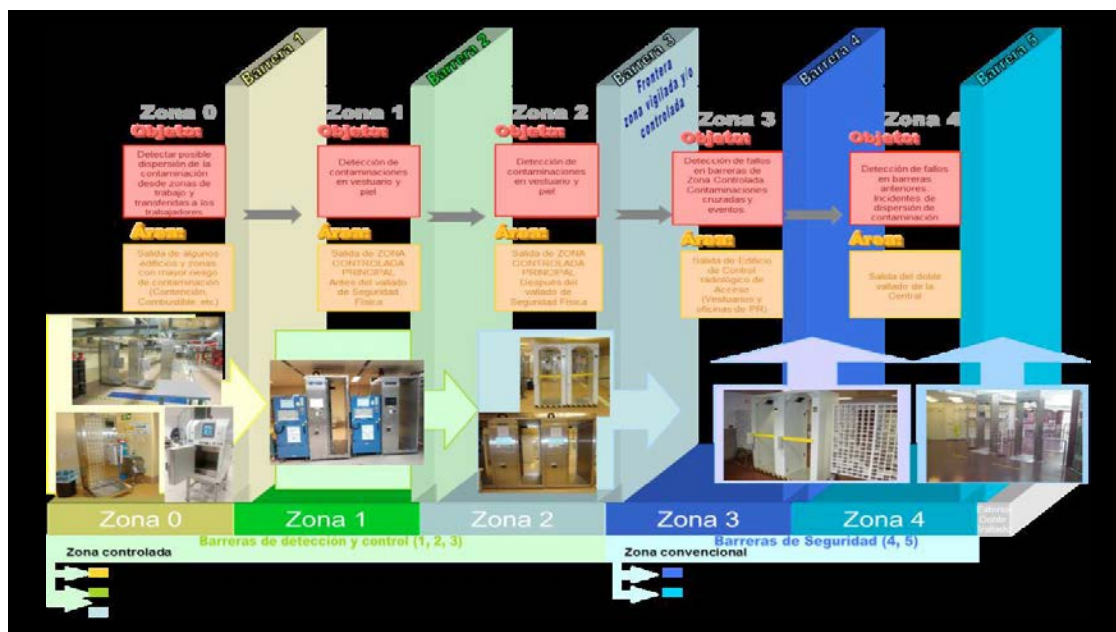
En ella se establecen una serie de sucesos que, una vez detectados, han de ser introducidos lo antes posible en el PAC de la central. Así mismo, se establecen otros sucesos que también serán incluidos en el PAC, para ser objeto de seguimiento para su posterior análisis y estudio de tendencias.

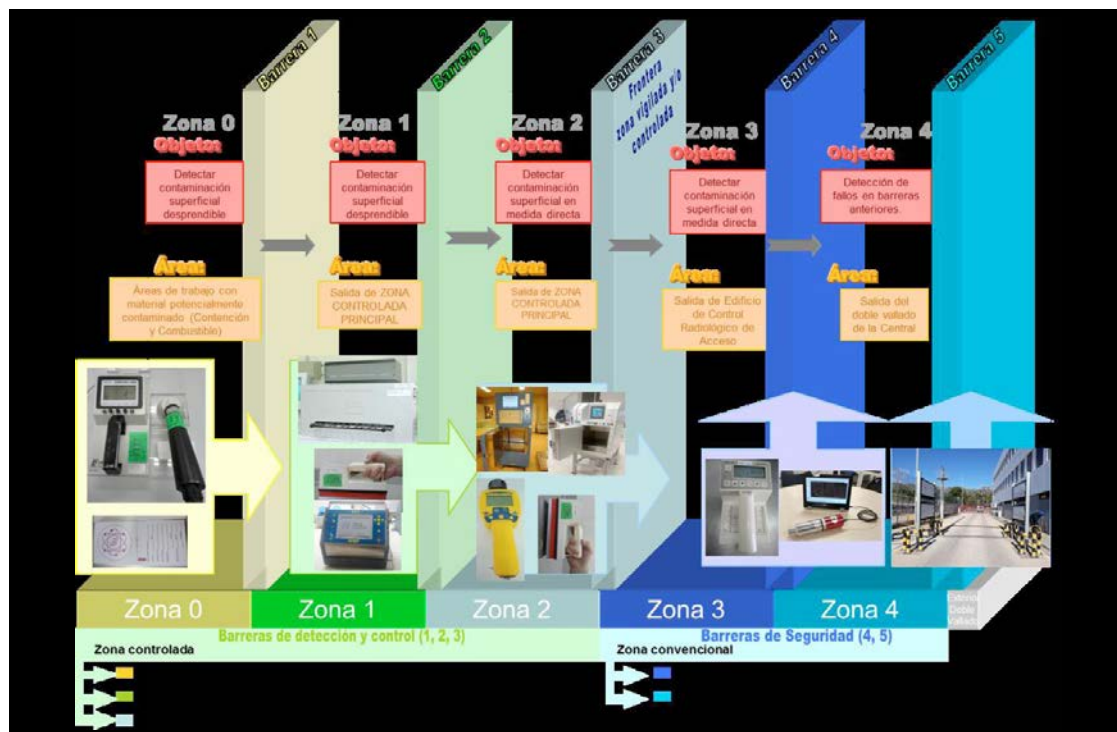
• ***Grupo Dosimetría e Instrumentación***

En la última década, se han creado diversos grupos de trabajo de ámbito sectorial, algunos de ellos con la participación del regulador; para armonización de criterios entre las CC.NN.EE., que han sido muy útiles para estandarizar prácticas en el sector nuclear, así como, para el intercambio de experiencia operativa propia. En particular, se creó un grupo para unificación de parámetros en equipos de dosimetría interna, pórticos de personal y equipos de medida de PR, del que se obtuvieron numerosos beneficios derivados del análisis de la experiencia de otras plantas y estandarización de prácticas, entre los que se pueden destacar los siguientes:

- Armonización y unificación de criterios en todas las plantas para la sistemática del control de la contaminación de personas y materiales, armonización en la medida de lo posible de equipos e identificación de refuerzo en la dotación de equipos de medida y la armonización de los valores de tarado de alarmas. Este trabajo se presentó en 2012 ISOE EUROPEAN SYMPOSIUM, realizado en Praga, por parte del CSN y UNESA en conjunto, se presentó un poster que fue premiado como “*Distinguished Paper*”.

Control Radiológico del Personal:



Control Radiológico de Materiales:

- Armonización de configuración y medidas efectuadas con los medidores gamma instalados a la salida de los emplazamientos, así como del protocolo de actuación en caso de alarma.



Pórtico a la entrada y salida de vehículos al doble vallado



Pórtico a la salida de vehículos de la instalación

- Armonización de las prácticas relacionadas con las medidas efectuadas con los Contadores de Pequeños Objetos (CPO) instalados a la salida de zona controlada. Homogenización de los parámetros de calibración, medida y alarma de los equipos.



Contadores de Pequeños Objetos (CPO)

- Comparación de configuración y protocolos de actuación en caso de alarma en los pórticos de medida de vehículos.
- Análisis de la validez de los factores de arrastre de los frotis en las CCNN.
- Análisis de los isótopos de calibración de equipos portátiles de medida de la contaminación y su impacto, en curso.
- Estudio, análisis y adquisición unitaria de los equipos destinados al Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE), así como la emisión de los correspondientes procedimientos.

• ***Grupo de Monitores***

Con el objetivo de armonizar y mejorar las prácticas ALARA en el ámbito de la protección radiológica de los trabajadores, durante la última década se han creado diversos grupos de trabajo sectoriales enfocados al análisis y armonización de diferentes prácticas de Protección Radiológica Operacional, en los cuales han participado técnicos de PR con amplia experiencia en campo. En base a esta dilatada experiencia proveniente de todas las centrales españolas, se han analizado y comparado diversos procesos clave, como la emisión y gestión de los Permisos de Trabajo con Radiaciones, la señalización de riesgos radiológicos en las centrales nucleares, incluyendo tanto la señalización radiológica de áreas como la señalización de materiales; las prácticas de vigilancia y clasificación radiológica de las diferentes áreas; la mejora de los controles de acceso a las zonas clasificadas radiológicamente como Zona Controlada de Permanencia Reglamentada y/o de Acceso Prohibido, o el control, gestión y mantenimiento de los puntos de tránsito entre zonas con diferente nivel de riesgo de contaminación superficial establecidos para evitar la dispersión de la contaminación (conocidas como “zonas de

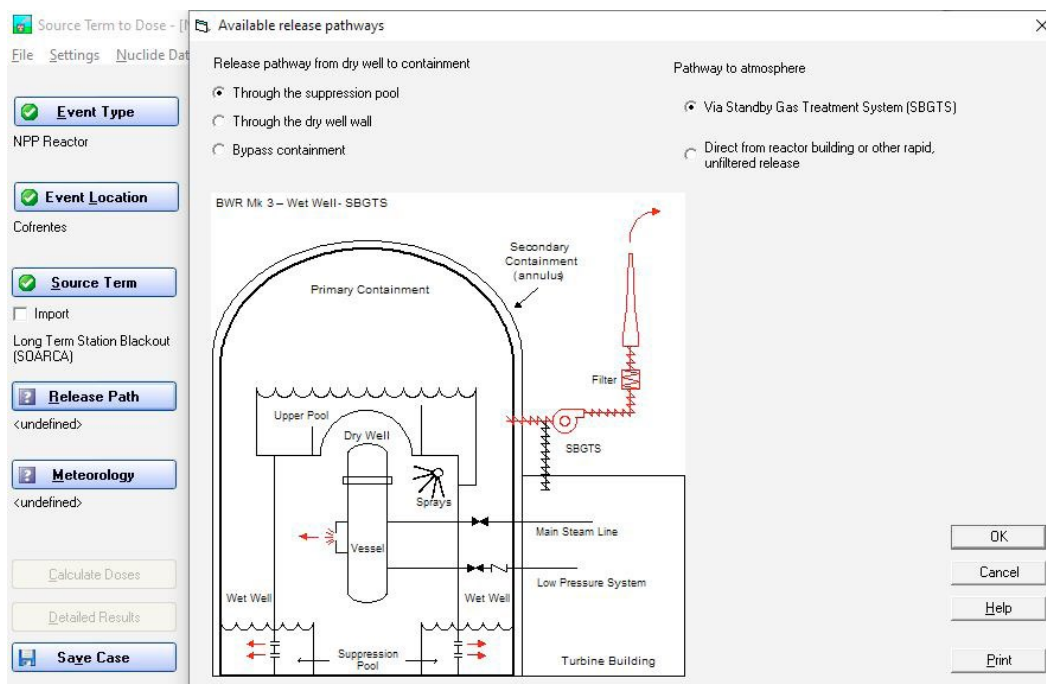
paso" en el argot técnico). Derivado de este trabajo, se han consensuado y editado diversas guías sectoriales recogiendo los acuerdos y mejores prácticas identificadas.

• **Grupo Rascal**

En el año 2014 se introdujeron mejoras significativas en la estimación de las posibles consecuencias radiológicas en el exterior mediante el uso del código americano RASCAL (*Radiological Assessment System for Consequence Analysis*).

De manera adicional, se desarrolló la aplicación NERAS (Notificación de Emergencias a partir del RASCAL) que permitía mostrar el formato de notificación de emergencia nuclear incluyendo los datos de tasa de dosis efectiva y a tiroides, así como la hora y el valor que se alcanzaría el máximo en el límite de la Zona Bajo Control del Explotador (ZBCE) y a las distancias de 3, 5 y 10 Km.

En 2023 se ha actualizado la versión del código RASCAL y también de la aplicación NERAS. Como aspectos a destacar, se incluyó en el formato de notificación de la dosis al tiroides del niño en lugar de la dosis al tiroides del adulto, se actualizaron los datos de población de los distintos municipios y se ha ampliado la información de la estimación de dosis en poblaciones situadas hasta 40 km de la central.

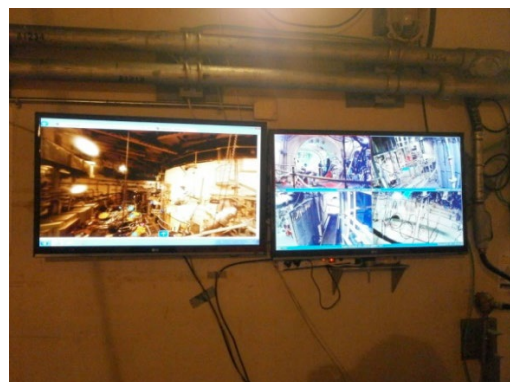


Pantalla RASCAL

4. Avances tecnológicos

Dentro de los avances tecnológicos merece la pena destacar aquellos proyectos que permiten la formación, visualización y trabajo en remoto.

Modelización 3D de cubículos de alta dosis: la modelización de cubículos inaccesibles en operación normal permiten la mejora de la planificación antes de acceder a la zona. El uso de este tipo de modelos foto-realista, además de permitir el acceso desde cualquier ordenador corporativo conectado a la red, se visualiza en el propio acceso de las zonas de alta radiación a través de pantallas de televisión para poder consultar las ubicaciones desde la zona de baja radiación.



Interfaz del modelo foto-realista y puesto de información en el acceso a zona de alta radiación

Adquisición de cámaras de visión remota para trabajos en zonas de alta dosis: se instalan cámaras IP en distintos puntos de zonas de alta radiación permitiendo el control radiológico y supervisión de los trabajos seleccionados desde la zona de baja radiación.



Cámaras de visión remota

Equipos remotos: Por la configuración de las recargas, los sistemas de maquinaria remota se han extendido de manera muy significativa las últimas recargas. Algunos ejemplos son los robots para aspirado de fondos de piscinas, los equipos empleados para la sustitución de internos de válvulas, los equipos de mecanizado y soldadura automática, los dispositivos para la inspección bajo agua de internos de vasija y equipos de inspección de toberas y tuberías.



Equipos remotos

5. Mejoras en herramientas gestión de emergencias.

Tras el accidente nuclear en la central de Fukushima Daichi, en marzo del 2011, se han implantado en las centrales diferentes mejoras con el objetivo de aumentar la resistencia de las instalaciones frente a sucesos extremos así como potenciar las medidas de prevención y mitigación en caso de que el accidente finalmente acabase teniendo lugar.

En el ámbito específico de la prevención frente a las emisiones radiactivas en un accidente nuclear, las centrales han implantado dos nuevas instalaciones de gran alcance: por un lado, la instalación de los recombinadores pasivos de hidrógeno, que permitan eliminar el H_2 que podría producirse y dispersarse tras la fusión del núcleo, de manera que no se produzcan explosiones como las ocurridas en Fukushima, y por otro lado, el venteo filtrado de contención, destinado a limitar la cantidad de radiactividad liberada al exterior en caso de necesitar ventear la contención para evitar daños en la misma. Asimismo, se han implantado mejoras en equipos existentes y procedimientos de actuación para permitir hacer frente a sucesos sin alimentación eléctrica exterior durante 72 horas, priorizando el uso de equipos portátiles con conexiones sencillas e intercambiables entre todas las plantas.

Adicionalmente, se ha analizado sectorialmente y reforzado la capacidad del personal de la organización para hacer frente a una emergencia. Como medidas destacables en la gestión de la emergencia, cabe indicar el desarrollo y validación de nuevas Guías de Gestión de Emergencia para sucesos extremos con pérdida de dirección y control normal de la planta, así como procedimientos validados para implantar diferentes estrategias de mitigación basadas en equipos portátiles: inyección de agua alternativa al reactor o piscina, venteo alternativo de contención, rociado de emisiones, lectura local de parámetros críticos, etc.

Para facilitar la gestión de la emergencia y asegurar la protección del personal actuante, en todas las plantas se ha construido un nuevo Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE) independiente de los actuales, protegido contra todos los sucesos de daño extenso postulados, y con la dotación necesaria para gestionar la emergencia sin ayuda externa durante al menos 72 horas.

Asimismo, los Servicios de Protección Radiológica de las plantas han desarrollado, a nivel sectorial, nuevas capacidades para hacer frente a una emergencia radiológica: se han adquirido nuevos equipos de medida y protección, estaciones meteorológicas portátiles para situaciones de emergencia y se han mejorado las redes de vigilancia ambiental. Por otro lado, se han realizado análisis de las tasas de dosis en situaciones de accidente, que han dado lugar a guías de actuaciones locales de protección radiológica, en las que se describen las instrucciones, medidas de protección y limitaciones a tener en cuenta por el personal actuante en la realización de las estrategias de mitigación del accidente, así como las dosis previstas en las diferentes zonas de planta en función del estado de la planta y el desarrollo de la emergencia.

6. ATI

A pesar de las actividades realizadas por las centrales nucleares españolas en el ámbito de la ampliación de sus capacidades de almacenamiento de combustible gastado en piscina, la evolución de la operación de las centrales junto con la no disponibilidad de una alternativa de almacenamiento centralizado a nivel nacional, han obligado a las centrales en operación y en predesmantelamiento a implementar soluciones individuales dentro de cada emplazamiento para poder continuar con el programa previsto de paradas programadas para recarga.

Así, actualmente, las centrales nucleares españolas disponen, o están en vías de disponer, de Almacenes Temporales Individualizados (ATI), para la gestión operativa del combustible gastado, como el mostrado en las dos fotos siguientes del de CN Almaraz, con el fin de garantizar margen operativo suficiente y compatible con las previsiones de operación nuclear fijados en el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima (PNIEC) con la agenda 2021-2030.



ATI de CN Almaraz

Desde el punto de vista radiológico, este hito ha supuesto quizá uno de los retos más relevantes de la década tanto por la gestión que se realiza dentro de las piscinas para la configuración, como por el traslado y almacenamiento de estos contenedores.

En la fase inicial de diseño y licenciamiento, se han realizado complejos cálculos basados en las modelización tanto de contenedor como edificio y distintas hipótesis de grado de quemado del combustible y grado de ocupación de las instalaciones de almacenamiento, no sólo orientado a garantizar el cumplimiento con la normativa vigente aplicable a estos procesos e instalaciones, sino para verificar que se cumple con los más altos estándares de seguridad y protección radiológica de acuerdo con la filosofía ALARA que se aplica en cada una de las centrales.

Así mismo, el diseño y la elección de emplazamientos ha venido soportado por un estudio preoperacional del fondo radiológico existente antes la puesta en marcha de cada ATI que ha definido en cada caso un marco de referencia realista que actualmente se utiliza como referencia dentro del conjunto de medidas y controles vigentes que los Servicios de Protección Radiológica realizan de manera periódica.

En cuanto a la ejecución de actividades, se ha realizado un análisis de detalle de cada fase del proceso a fin de poder identificar los riesgos de cada una de ellas y poder establecer medidas compensatorias y protecciones aplicables a cada uno de los riesgos identificados. Adicionalmente y para verificar procesos, se han realizado entrenamientos previos, pruebas en blanco y actividades formativas para garantizar los más altos estándares de ejecución y capacitación del personal interviniente. Este proceso ha permitido identificar mejoras a fin de reducir tiempos, instalar blindajes adicionales o modificar los blindajes existentes.

Actualmente y gracias a la experiencia operativa compartida entre los Servicios de Protección Radiológica se dispone de procesos robustos y perfectamente procedimentados que están garantizando la ejecución de actividades tan complejas con impacto de dosis individual y colectiva sensiblemente inferiores a los resultados de las modelizaciones y cálculos realizados, poniendo en valor y demostrando la fiabilidad de los blindajes instalados y las medidas de protección establecidas en cada fase de proceso.

Todo lo comentado anteriormente junto con los controles que se realizan en el marco de la vigilancia radiológica ambiental del emplazamiento y exteriores de la instalación, demuestran la bondad de las estimaciones y de los controles realizados.

Los resultados obtenidos han sido gracias al compromiso de las centrales nucleares españolas y en particular de sus Servicios de Protección Radiológica con la filosofía ALARA, no sólo dentro de las instalaciones que explotan, sino con el resto de la sociedad, minimizando el impacto del desarrollo de la actividad nuclear en el exterior de la instalación.



Angel Félez Justes es Licenciado en Ciencias Físicas y Diploma de Estudios Avanzados en el Doctorado de Ingeniería Industrial, ambos títulos por la Universidad de Zaragoza. Inicio su andadura en 2002 con PROINSA como responsable en recargas de CCNN, tanto nacionales como internacionales. En 2005 en Santa María de Garoña, desarrolló funciones de responsable de PROINSA dando apoyo a Protección Radiológica, Gestión de Residuos y Contra-Incendios. En 2009 se incorpora la plantilla de Nuclenor, en el área de Protección Radiológica y Residuos Radiactivos, obteniendo el Diploma de Jefe de Servicio de PR en 2011, siendo nombrado Jefe de Sección de PR y Residuos en 2013, puesto que ocupó hasta 2023. En la actualidad da apoyo como Nuclenor al desmantelamiento por ENRESA de Santa María de Garoña.



Nicolás Guillén es Licenciado en Física Teórica por la Universidad de Salamanca, en el ámbito nuclear, posé Máster en Ingeniería Nuclear en el Centro de Investigaciones Energéticas (CIEMAT), Curso Superior de Protección Radiológica y PDG por IESE. Se incorpora al Servicio de Protección Radiológica de la Central Nuclear de Almaraz en junio del 2007 ocupando distintos roles dentro del Servicio. En 2012 obtiene el Diploma de Jefe del Servicio de Protección Radiológica, puesto que desempeña hasta julio de 2016, momento en el que asume la Jefatura del Departamento de Protección Radiológica y Medio Ambiente. Es representante Nacional en ISOE y ha participado en la NEA en grupos de trabajo asociados a la investigación sobre los efectos de la exposición a bajas dosis de radiación. Es miembro de la Sociedad Nuclear Española y la Sociedad Española de Protección Radiológica.



Manel Tarés Lagunas es Licenciado en Física por la Universitat de Barcelona. Es Diploma de Estudios Avanzados en Ingeniería Nuclear por la Universitat Politècnica de Catalunya y Máster universitario en Historia Contemporánea por la Universitat de Barcelona. Actualmente ejerce de Responsable Corporativo de procesos de Protección Radiológica en ANAV. Ha trabajado en la Central Nuclear de Ascó (Tarragona) desde el año 2007, siempre dentro del Servicio de Protección Radiológica, habiendo ocupado la jefatura de la unidad entre los años 2015 y 2024. Anteriormente, trabajó como técnico en el Institut de Tècniques Energètiques de la Universitat Politècnica de Catalunya, en Barcelona.



José Luis Sarria es Licenciado en Químicas por la Universitat de Barcelona. Desde 1981 participa en la construcción y puesta en marcha de la Central Nuclear de Vandellós II, en 1985 se incorpora a su plantilla de explotación en el Servicio de Química y Radioquímica como Supervisor Químico y Técnico de Residuos, en 1999 pasa al Servicio de Operación como Técnico del Plan de Emergencia Interior y Técnico de Residuos Radiactivos, en 2001 pasa al Servicio de Protección Radiológica como Jefe de Alara y desde 2011 como Jefe de Protección Radiológica hasta jubilación.



Amparo García Martínez es ingeniera técnica industrial e ingeniería química por la Universidad Politécnica de Valencia. En 2007 comienza a trabajar en la central nuclear de Cofrentes en la sección de química y radioquímica, pasando a formar parte del Servicio de Protección Radiológica en 2010. Obtiene el diploma de jefe del SPR concedido por el CSN el año 2013 y es nombrada jefe del SPR de la central el año 2016. Diseña el Plan Director de Reducción de Dosis de CN Cofrentes que ha servido para reducir substancialmente las dosis colectivas e individuales de los trabajadores. Los años 2015 y 2023 lidera el proyecto de descontaminación del sistema de recirculación y del sistema de limpieza del agua del reactor de la central. El año 2018 es nombrada portavoz de la central, cargo que compagina con el de jefe del SPR.



Anna Prim Pujals es Licenciada en Física por la Universitat de Barcelona. Es Diploma de Estudios Avanzados en Nanociencia y Nanotecnología por la Universitat de Barcelona. Ha trabajado en la Central Nuclear de Vandellós II (Tarragona) desde el año 2007, siempre dentro del Servicio de Protección Radiológica, y desde el año 2016 ejerce la jefatura del Servicio de Protección Radiológica de la Central Nuclear de Vandellós II.

