

## **PRIMER EJERCICIO**

### **GRUPO C - SEGURIDAD NUCLEAR**

**TEMA 1: Principios básicos: Defensa en profundidad, responsabilidad del Titular, cultura de seguridad, eficacia reguladora e información al público.**

#### **INDICE**

- 1. Introducción.**
- 2. Objetivos de seguridad.**
- 3. Cumplimiento del objetivo de protección radiológica.**
- 4. Cumplimiento del objetivo de seguridad nuclear.**
  - 4.1. Seguridad en el emplazamiento.**
  - 4.2. Seguridad en el diseño: Análisis determinista y probabilista.**
  - 4.3. Seguridad en la operación.**
- 5. Eficacia del regulador.**
- 6. Cultura de seguridad.**

#### **RESUMEN**

*El objetivo básico de la seguridad es proteger a los individuos y al medio ambiente mediante el establecimiento y mantenimiento en las centrales nucleares de una defensa o protección efectiva contra los riesgos radiológicos existentes. Este objetivo básico se divide en un objetivo de protección radiológica "asegurar que en la operación normal la exposición a la radiación dentro de la instalación debida a cualquier vía de escape de material radiactivo sea tan pequeña como sea posible teniendo en cuenta factores económicos y sociales, y dentro de los límites establecidos. En caso de accidente se deben establecer medidas mitigadoras de la radiación", y un objetivo de seguridad técnica "adoptar todas las medidas que sean razonablemente posibles para prevenir los accidentes en centrales nucleares y mitigar sus consecuencias en caso de que ocurran; asegurar con un alto grado de confianza que, para todos los accidentes postulados y contemplados en el diseño de la planta, las consecuencias radiológicas sean muy pequeñas, y que la probabilidad de ocurrencia de accidentes severos con consecuencias radiológicas graves sea extremadamente pequeña."*

*La consecución de los objetivos mencionados se realiza en todas las fases de una instalación: emplazamiento, diseño, operación..*

*En la última parte del tema, se recoge la necesidad de conseguir eficacia en la actuación del regulador, y el concepto de cultura de seguridad que surgió con intensidad a raíz del accidente de Chernobyl, y hoy en día es una de las nuevas líneas de acción de los reguladores*

**Relación con otros temas:** A-10, C-2, C-3, C-4, C-9 y C-14

## 1. Introducción.

Los principios de seguridad recogidos en los documentos "Safety Fundamentals" y "Safety Requirements" del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), recogen el consenso de la comunidad internacional sobre las reglas básicas de seguridad que se deben seguir en todas las fases de la vida de las instalaciones nucleares y aplican a todas las prácticas y operaciones que puedan afectar a la seguridad. Estos principios se desarrollan en guías técnicas de aplicación, publicadas el OIEA, en las que se detallan las mejores prácticas reconocidas internacionalmente para el cumplimiento de esos principios.

Dado que hay instalaciones nucleares en muchos países, con niveles de desarrollo tecnológicos muy distintos y diseñadas y construidas en épocas muy distintas, no todas ellas pueden satisfacer lo que actualmente se consideran las mejores prácticas de seguridad a nivel internacional, especialmente en aspectos de diseño. Sin embargo, sí se entiende que todos los países que se han adherido a la Convención de Seguridad Nuclear, establecida dentro del marco del OIEA en junio de 1994<sup>1</sup>, cumplen lo que constituyen los principios y requisitos básicos de seguridad.

Los riesgos de las instalaciones nucleares dependen del tipo de instalación y del diseño específico de cada una de ellas. Algunos de estos riesgos son comunes a los de otras instalaciones industriales, como pueden ser los riesgos derivados de recipientes a presión, equipos eléctricos, manejo de cargas pesadas, materiales inflamables o explosivos, etc. Otros son exclusivos de este tipo de instalaciones como son los riesgos radiológicos, así como los medios de que se dispone para hacer que el uso de estas instalaciones no suponga una situación inaceptable para los trabajadores, el público y el medio ambiente.

Dentro de los riesgos radiológicos, hay que considerar los que se derivan de la operación normal de las instalaciones y los debidos a accidentes.

En operación normal, hay unos determinados tipos de riesgos que afectan al personal que trabaja en las instalaciones. También, si no se tuviera un adecuado control de los efluentes radiactivos, podría haber unos determinados riesgos para el público y el medio ambiente.

En situaciones de accidente, una parte de las sustancias radiactivas que se encuentran en la instalación pueden salir al exterior, pudiendo producirse irradiación y contaminación de las personas y del medio ambiente.

Los tipos de accidentes dependen del tipo de instalación. En fábricas de combustibles nucleares se pueden producir accidentes de criticidad, que podrían producir elevados niveles de irradiación a personas que estuvieran en lugares próximos al accidente, incendios o explosiones de productos químicos, que podrían provocar dispersión del material radiactivo al exterior, inundaciones, etc...

En las centrales nucleares se pueden producir inserciones de reactividad, pérdida de caudal de refrigeración del núcleo, pérdida de refrigerante primario o secundario, pérdidas o aumentos excesivos de presión, etc...En términos generales, son situaciones en las que no se puede mantener el adecuado nivel de refrigeración del núcleo del reactor y ese sobrecalentamiento daña las varillas combustibles, perdiéndose la estanqueidad de las mismas y liberando una parte del material radiactivo al circuito primario y desde él a la contención y en último caso al exterior. En algunas situaciones extremadamente improbables en las que se pudieran producir una concatenación de fallos o errores humanos significativos, podría llegarse a daños importantes con fusión del núcleo. La prevención de todas estas situaciones y la mitigación de sus consecuencias en caso de que se produzcan, es el objetivo de la seguridad.

---

<sup>1</sup> España firmó la Convención de Seguridad Nuclear el 15 de octubre de 1994 y esta adhesión fue ratificada mediante instrumento del Ministerio de Asunto Exteriores firmado por S.M. el Rey el 19 de junio de 1995.

Debido al propio diseño del reactor, en los reactores de las centrales nucleares de los países occidentales, no pueden producirse explosiones nucleares, del tipo de las de las bombas atómicas.

El objetivo básico de la seguridad es proteger a los individuos y al medio ambiente mediante el establecimiento y mantenimiento en las centrales nucleares de una defensa o protección efectiva contra los riesgos radiológicos existentes.

## 2. OBJETIVOS DE SEGURIDAD.

El Organismo Internacional para la Energía Atómica (OIEA) establece que la seguridad de las instalaciones tiene como objetivo proporcionar la protección adecuada a los trabajadores de la propia instalación, al público y al medio ambiente frente a los riesgos de las radiaciones ionizantes producidos por la instalación.

Este objetivo se desglosa en los dos siguientes:

- **Objetivo básico de protección radiológica:** asegurar que en la operación normal la exposición a la radiación dentro de la instalación debida a cualquier vía de escape de material radiactivo sea tan pequeña como sea posible teniendo en cuenta factores económicos y sociales, y por supuesto dentro de los límites establecidos. En caso de accidente se deben establecer medidas mitigadoras de la radiación.

Durante la operación normal y transitorios operacionales el cumplimiento de estándares de protección radiológica como el ICRP-60 ("International Commission on Radiological Protection"), Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes, aseguran una apropiada protección radiológica.

- **Objetivo básico de seguridad técnica:** adoptar todas las medidas que sean razonablemente posibles para prevenir los accidentes en centrales nucleares y mitigar sus consecuencias en caso de que ocurran; asegurar con un alto grado de confianza que, para todos los accidentes postulados y contemplados en el diseño de la planta, las consecuencias radiológicas sean muy pequeñas, y que la probabilidad de ocurrencia de accidentes severos con consecuencias radiológicas graves sea extremadamente pequeña.

## 3. Cumplimiento del objetivo de protección radiológica.

En las centrales nucleares hay diversos lugares en los que se contiene materiales radiactivos y que son fuentes de radiación. Los más importantes son:

- **Núcleo del reactor.** En operación a potencia existe un alto flujo neutrónico y de radiación y. Los elementos combustibles contienen los productos de fisión. Aún en parada, siguen siendo una fuente de radiación muy intensa. También la vasija y los materiales estructurales, que están fuertemente activados por el intenso flujo neutrónico.
- **Refrigerante primario y circuitos conectados:** Productos de activación ( $^{16}\text{N}$ ,  $^{13}\text{N}$ ,  $^{19}\text{O}$ ,...) y de corrosión ( $^{60}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ ,...). Cuando hay alguna varilla de combustible dañada, también productos de fisión.
- **Filtros, resinas de intercambio iónico y otros elementos del sistemas de limpieza del circuito primario** que acumulan una cantidad importante de materiales radiactivos.

- Líneas de vapor y turbina de los reactores BWR. (En el circuito secundario de los reactores PWR no hay productos radiactivos, a no ser que haya algún tubo defectuoso en los Generadores de Vapor).
- Piscinas de almacenamiento de elementos combustibles irradiados.
- Sistemas de tratamiento de desechos radiactivos.
- En los recintos en los que hay sistemas que contienen materiales radiactivos, puede haber ciertos niveles de contaminación en el ambiente y en suelos, paredes, etc..., debido a fugas o apertura de los circuitos en reparaciones, mantenimientos, etc...

El cumplimiento de los objetivos de PR implica la minimización de las dosis tanto en interior como en el exterior de la instalación. Para ello se deben tomar medidas adecuadas en el diseño y también en las prácticas de operación. Las consideraciones que se deben tener en cuenta en el diseño para reducir al máximo las dosis al personal que trabaja en el interior de la instalación, en condiciones de operación normal, incluyen las siguientes:

- Selección de materiales, geometría, química, ...que minimice productos de activación y corrosión.
- Disponer de sistemas adecuados de purificación y limpieza de circuitos.
- Disposición física de los equipos que facilite la entrada, retirada, mantenimiento y reparación de equipos.
- Materiales de revestimiento, suelos, etc,...., fácilmente descontaminables.
- Sistemas de ventilación de salas que mantengan en depresión las zonas más contaminadas para evitar dispersión de la contaminación, haciendo circular el aire de las zonas más limpias a las más contaminadas.
- Blindajes en zonas de mayor radiación.

En la operación, se deben tener establecidas las siguientes prácticas:

- Clasificación de zonas según la tasa de radiación y los niveles de contaminación. Controles de acceso.
- Planificación y control dosimétrico de las actividades en zonas con radiación (Minimización del tiempo que se está expuesto a la radiación, mantener en lo posible la máxima distancia a la fuente y disponer de blindajes adecuados cuando sea necesario).
- Protección adecuada para los trabajos a realizar en presencia de contaminación: vestuario, ventilación de la zona, protección respiratoria.
- Clasificación de las personas profesionalmente expuestas. Seguimiento de su historial dosimétrico y vigilancia médica.

También se deben minimizar las dosis en el exterior de la instalación debido a los efluentes radiactivos emitidos en condiciones normales de operación.

Por último, mencionar otros productos resultantes de la explotación de las instalaciones que son los residuos radiactivos. La gestión de estos desechos debe estar orientada a su minimización y

almacenamiento en condiciones seguras, de manera que no causen indebido a la población ni a las generaciones futuras.

En caso de accidente, las medidas de seguridad están dirigidas a su prevención y a la mitigación de sus consecuencias en caso de que ocurran.

#### **4. Cumplimiento del objetivo técnico de seguridad.**

Para el cumplimiento de este objetivo se deben adoptar medidas adecuadas en el diseño, en el emplazamiento y en la operación de las instalaciones, de manera que se evite la ocurrencia de accidentes y se mitiguen las consecuencias en caso de que ocurran.

El cumplimiento de los objetivos de seguridad está basado en el principio de defensa en profundidad que consiste en la interposición de distintas barreras de protección para asegurar que si ocurre un fallo, hay otro nivel posterior de protección que pueda impedir que este fallo progrese y produzca consecuencias no deseadas. Este principio es aplicable a todas las actividades relacionadas con la seguridad, tanto a la disposición de barreras físicas como organizativas. El documento de referencia para entender el principio de defensa en profundidad es el documento INSAG-10. (1996) del OIEA.

Respecto a las barreras físicas para impedir la liberación de productos de fisión, en el diseño se han previsto sucesivas barreras dirigidas al confinamiento de estas sustancias:

- La primera barrera está formada por la propia matriz cerámica de las pastillas de combustible y las vainas de los elementos combustibles.
- La segunda barrera la constituye la envuelta a presión del circuito refrigerante primario.
- La tercera barrera es el edificio de contención y sus sistemas de aislamiento.

También en el funcionamiento de la planta se han previsto sucesivos niveles de protección: Medidas para evitar que la planta se desvíe de los parámetros normales de operación, sistemas de detección y corrección de las posibles desviaciones, sistemas de emergencia para las situaciones en que fallen las previsiones anteriores.

Adicionalmente a las medidas anteriores, hay otras medidas organizativas y procedimientos para actuación tanto en operación normal como en caso de emergencia, que incluyen las medidas de protección en el exterior a través de los planes de emergencia.

Entre las medidas organizativas más relevantes está el requisito de existencia de una asignación y definición clara de funciones y responsabilidades en todas las actividades relacionadas con la seguridad, la necesidad de que todas las actividades se hagan siguiendo procedimientos aprobados, la realización de revisiones y verificaciones independientes, los registros de calidad de todas las actividades de seguridad y la obligación de conservación de los mismos, así como la importancia de que se promueva una adecuada cultura de seguridad en todo el personal. Adicionalmente, la existencia de un organismo regulador independiente que controle y supervise las instalaciones es un elemento importante del sistema global dirigido a garantizar las condiciones de seguridad.

#### **4.1 Seguridad en el emplazamiento**

El emplazamiento de las instalaciones nucleares tiene un impacto muy importante en la seguridad de las mismas y esto es debido fundamentalmente a tres causas:

- Los efectos sobre la instalación de los sucesos externos que puedan ocurrir en la zona.
- Las características del emplazamiento que pueden afectar a la transferencia de materiales radiactivos procedentes de la instalación a las personas o al medio ambiente que la rodean.
- La densidad y distribución de la población en el entorno y otros factores que pueden afectar a las medidas de protección y planes de actuación en caso de emergencia.

En relación con los efectos sobre la instalación de los sucesos externos, deben considerarse en el diseño los siguientes aspectos para asegurar que el emplazamiento elegido es adecuado o establecer las medidas de protección necesarias para garantizar las condiciones de seguridad:

- Características sísmicas del emplazamiento. Los edificios, estructuras, sistemas y componentes de seguridad deben ser capaces de soportar el máximo sismo previsible en la zona.
- Fenómenos meteorológicos severos. Deben determinarse los valores máximos de precipitaciones, vientos, nieves, tornados, etc..., que pueden producirse en el emplazamiento y dotar a los edificios, estructuras, sistemas y componentes de las características físicas y protecciones necesarias para que pueda mantenerse la parada segura del reactor en esas condiciones.
- Inundaciones. Igual que en el caso anterior deben estudiarse las posibles inundaciones derivadas de avenidas, crecidas ríos, inundaciones marinas, etc..., para asegurar la seguridad de la instalación en caso de ocurrencia.
- Sucesos derivados de actividades humanas, como riesgos químicos, explosiones, transportes de mercancías peligrosas, caídas de aviones, etc... Deben estudiarse los riesgos de este tipo a que está sometido el emplazamiento para determinar su posible impacto sobre la instalación.

Existen otros elementos que dependen del emplazamiento y que pueden afectar a la transferencia de materiales radiactivos a las personas y al medio ambiente, por lo que son muy importantes en los estudios de seguridad de la instalación. Estos elementos son los siguientes:

- Los factores de dispersión atmosférica.
- Dispersión en aguas superficiales y en aguas subterráneas.
- Distribución de población y usos del agua y de la tierra.

## **4.2 Seguridad en el diseño**

Las plantas se diseñan para conseguir unos objetivos de producción. En el caso de las centrales nucleares, para producir energía eléctrica. Con estos objetivos de producción se fijan los valores de los parámetros básicos del diseño. Una vez realizado el diseño básico de la instalación deben acometerse los análisis de seguridad para comprobar que se cumplen los objetivos de seguridad. Hay dos tipos de análisis de seguridad: determinista y probabilista.

### **Análisis determinista de seguridad**

Es el tipo de análisis con el que se diseñaron las plantas actualmente en operación. Consiste en la realización de los siguientes pasos:

- Identificación de los fallos únicos de equipos y fallos humanos que pueden ocurrir y afectar a las funciones de seguridad.
- Analizar y estimar de forma cualitativa la frecuencia de ocurrencia de esos sucesos.
  - Sucesos frecuentes (1/año) no se debe producir daños al combustible ni consecuencias radiológicas.
  - Sucesos infrecuentes (una vez en la vida de la central) puede haber algún impacto radiológico menor.
  - Sucesos no previstos pero que se suponen conservadoramente en el diseño. Impacto radiológico limitado, dentro de valores de la normativa.

Estos análisis se realizan con modelos de cálculo e hipótesis y datos de entrada muy conservadores, de manera que la evolución de un accidente real quede suficientemente cubierta por los resultados teóricos.

- Con esos análisis se diseñan los elementos de seguridad que hay que incorporar a la central para que se cumplan los criterios establecidos. Estos elementos de seguridad son, entre otros, los puntos de actuación del sistema de protección del reactor, que son los que van a producir la parada automática del mismo, y los sistemas de emergencia. Adicionalmente, los valores de los parámetros de entrada usados en los análisis, se establecen como valores límites fuera de los cuales no está permitida la operación de la central. Entre estos valores está el nivel potencia, la presión del reactor, el caudal de refrigeración del núcleo, los tiempos de actuación de los sistemas de seguridad, etc... A continuación se citan algunos ejemplos de sucesos que se analizan para un reactor de tipo PWR y los elementos de seguridad que se diseñan a partir de esos análisis:
  - Pérdida de caudal en un lazo de refrigeración. Suceso frecuente. No debe tener consecuencias radiológicas. Con este suceso se diseña la parada automática del reactor por bajo caudal en el lazo y el volante de inercia en la bomba del refrigerante, que suministra caudal de refrigeración al núcleo mientras se produce la parada del reactor.
  - Pérdida de refrigerante del reactor (LOCA). Suceso base de diseño (no se prevé que ocurra). Las consecuencias radiológicas deben ser limitadas. Con este suceso se diseña el sistemas de inyección de seguridad (caudal necesario, presión de descarga, tiempo de actuación, etc...) y otros sistemas de seguridad como el aislamiento de la contención.

En general, se analizan los siguientes tipos de sucesos:

- Inserciones de reactividad
- Pérdida de caudal de refrigeración del núcleo
- Pérdida de inventario del refrigerante primario
- Pérdida de inventario del secundario
- Despresurización del circuito primario
- Despresurización del circuito secundario
- Pérdida de suministro eléctrico exterior
- Error en la carga de un elemento combustible



## ➤ Accidente de manejo de combustible

Todas las estructuras, sistemas y componentes a los que se ha dado crédito en el análisis de accidentes para conseguir que se cumplan los criterios establecidos, se consideran elementos de seguridad. Estas estructuras, sistemas y componentes de seguridad, se clasifican en función de su importancia para la prevención o mitigación de los accidentes analizados y se le asignan unos requisitos de seguridad, que implican:

- Requisitos de calidad en la fabricación, inspecciones y pruebas.
- Redundancias (para dar respuesta al fallo único).
- Diseño para fallo seguro.
- Eliminación de fallos de causa común.
- Cualificación para condiciones ambientales y sísmicas.
- Control del envejecimiento

Adicionalmente, los valores de los parámetros de entrada usados en los análisis de seguridad se establecen como valores límites fuera de los cuales no está permitida la operación de la central y se recogen en un documento denominado Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, cuyo cumplimiento debe seguirse de forma estricta durante la explotación de la instalación. En este documento también se incluyen los periodos máximos de tiempo en que se permite operar la central cuando se tiene indisponible algún componente de un sistema de seguridad, y los requisitos de vigilancia y pruebas a que deben someterse estos equipos para asegurarse de que van a funcionar adecuadamente en caso que fueran necesaria su actuación.

## **Análisis Probabilista de Seguridad (APS).**

Este tipo de análisis tiene su origen en la industria aeroespacial. Complementan la metodología determinista y han sido realizados para todas las plantas españolas con posterioridad a su puesta en marcha.

Su objetivo es estimar el riesgo global de una instalación, identificando las secuencias de accidentes que pueden ocurrir y su probabilidad de ocurrencia. La diferencia fundamental con los análisis deterministas es que no se limita a considerar los fallos únicos, sino que considera todos los posibles fallos y secuencias de los mismos, tanto de fallos de equipos como fallos humanos, y los cuantifica según su probabilidad de ocurrencia.

Estos análisis permiten identificar las secuencias de accidentes más probables y los fallos de equipos o fallos humanos que más contribuyen al riesgo. Con ello, se pueden introducir mejoras en el diseño o elaborar procedimientos para evitarlos, así como mejorar la formación en aquellos aspectos que más contribuyen al riesgo, vigilar y establecer la frecuencia de las pruebas periódicas de los componentes más importantes, etc...

Las tareas más importantes de los APS (ver Plan Integrado del CSN para la realización de Análisis Probabilistas de Seguridad) son las siguientes:

- Análisis de sucesos iniciadores y árboles de sucesos. El análisis de sucesos consiste en identificar los sucesos iniciadores que si no son atajados, podrían conducir a un accidente

con daño al núcleo del reactor. A continuación se identifican las funciones de seguridad necesarias para llevar el reactor a parada segura y los sistemas o acciones necesarias para llevar a cabo esas funciones. A partir de los sucesos iniciadores se van formando los llamados árboles de sucesos, en los que las ramificaciones vienen determinadas por la posibilidad de éxito o fallo de las funciones de seguridad y los sistemas y acciones necesarias para cumplirlas. Algunas de esas ramificaciones acabarán produciendo daño al núcleo y son las que se denominan secuencias de accidentes.

- **Análisis de sistemas. Árboles de fallo.** El análisis de sistemas tiene como finalidad identificar cada uno de los motivos por los que puede producirse el fallo del sistema para realizar la función de seguridad que tiene asignada, y que en general son fallos de componentes, fallos humanos o indisponibilidades debidas a pruebas o mantenimiento. Esta tarea requiere un análisis muy detallado de los sistemas porque hay que identificar los posibles fallos de todos los componentes del sistema, incluso identificar los que son debidos no solo al propio sistema, sino a sus sistemas soportes, como alimentaciones eléctricas, sistemas de refrigeración, etc...
- **Recopilación y análisis de datos.** En esta tarea hay que recopilar los datos estadísticos de la frecuencia de ocurrencia de los sucesos iniciadores y de fallo de los distintos componentes, para posteriormente, mediante una adecuada combinación matemática de los mismos, llegar a estimar la probabilidad de ocurrencia de las distintas secuencias de accidentes en las que se puede llegar a producir daño al núcleo del reactor. Estos datos se obtienen de bancos internacionales y de la propia experiencia operativa de la central.
- **Análisis de fiabilidad humana.** La cuantificación de las probabilidades de fallos humanos en las secuencias de accidentes es una de las tareas con más incertidumbres de los APS y en las que se está desarrollando un volumen importante de actividades de investigación. En los errores humanos se distingue entre los que tienen lugar en tareas rutinarias, previas a la ocurrencia de un accidente, como son los errores en la calibración de una instrumentación o en el alineamiento de un sistema, que luego condicionarán el desarrollo del accidente, y los que tienen lugar durante la propia secuencia del accidente, ya sea por error en el diagnóstico, o en la ejecución de las acciones previstas. Los primeros son mejor conocidos y se dispone de datos más validados, procedentes tanto de las instalaciones nucleares como de otras industrias. Hay más polémica en cuanto a la cuantificación de errores en acciones de emergencias, en las que se recurre fundamentalmente al tiempo de que dispone el operador para hacer un diagnóstico o ejecutar una acción.
- **Cuantificación de resultados.** A partir de las probabilidades de todos los sucesos básicos, se obtienen las probabilidades de ocurrencia de las distintas secuencias de accidentes y, como suma de todas ellas, la probabilidad total. La identificación de las secuencias de accidentes más probables permite tomar medidas para poder corregirlas, vigilar especialmente los componentes que intervienen en las mismas, e incidir en la formación del personal en las actuaciones necesarias para prevenirlas o mitigar sus consecuencias en caso de que ocurran.
- **Análisis de sensibilidad.** Dadas las incertidumbres que conllevan estos análisis probabilistas, tanto en cuanto a los datos como a los modelos con que se representan los sistemas y las hipótesis de partida, es importante hacer análisis de sensibilidad de los resultados obtenidos, haciendo variar los valores de los parámetros más importantes, para ver como varía el resultado final en función de los mismos. Así se puede obtener una estimación de la importancia de esas incertidumbres en el valor final. También se puede obtener una estimación de cómo varía el resultado en función de que aumente o disminuya la probabilidad de fallo de un determinado componente, de lo que se puede deducir la importancia para el riesgo de la instalación que tiene ese determinado componente.

Los resultados de la frecuencia total de daño al núcleo debido a sucesos internos de la central dependen de cada central. En las centrales nucleares españolas está comprendido entre valores de

5,00 E-5<sup>2</sup> y 1,00 E-6 por año. En cada una de ellas son distintas las frecuencias que más contribuyen a esa frecuencia total de daño al núcleo. Como ejemplo, se incluyen a continuación los resultados más significativos del análisis probabilista de seguridad de una central con reactor de tipo agua a presión (PWR), indicándose para cada uno de los sucesos iniciadores que más contribuyen a la probabilidad de que se produzca un accidente, el valor de la frecuencia de ocurrencia de daño al núcleo (FDN):

	FDN (/año)
Pérdida de potencia exterior	1,29 E-5
LOCA pequeño	9,63 E-6
LOCA intermedio	8,41 E-6
Disparo de reactor y turbina	8,08 E-6
Rotura de tubos de G. V.	3,99 E-6
Pérdida de barra de c.c.	3,90 E-6

Para valorar estos resultados, hay que tener en cuenta los valores de riesgo que representan otras actividades industriales o incluso actividades de la vida cotidiana. Sin embargo, no es fácil obtener este tipo de datos. En una publicación del "Health and Safety Executive" del Reino Unido, de 1992, sobre la tolerancia de la población de ese país a los riesgos de las centrales nucleares, se incluyen los siguientes valores de riesgo de muerte inmediata<sup>3</sup> por año en distintas actividades:

Actividades industriales de alto riesgo, como minería	1 E-3
Accidentes de tráfico	1 E-4
Actividades industriales en industrias seguras	1 E-5
Fuego o explosión de gas en el hogar	1 E-6
Por ser alcanzado por un rayo	1 E-7

En esta comparación de riesgos hay que tener en cuenta que en el caso de producirse en una central nuclear un accidente con daño al núcleo, no quiere decir que se vaya a producir muerte instantánea de personas, sino que se liberarían sustancias radiactivas dentro de la contención del reactor, que en la mayoría de los casos quedarían retenidas en su mayor parte dentro de la contención, y que en caso de salir al exterior aumentarían las probabilidades de aparición de distintos tipos de cánceres en la población afectada.

Los análisis de APS que se han descrito hasta ahora son los que se denominan APS de nivel 1. Aplicando técnicas de análisis similares a la contención y a sus sistemas de aislamiento, ventilación, etc..., y analizando las condiciones físico-químicas del núcleo fundido dentro de la contención, se puede obtener la probabilidad de que los accidentes con daño al núcleo puedan llegar a dar lugar a una liberación de material radiactivo al exterior y la tasa de escape o término fuente de los mismos. Esto es lo que se denomina APS de nivel 2. Sin embargo, estos análisis aún tienen bastantes incertidumbres y los que más se utilizan son los APS de nivel 1.

En los análisis probabilistas también se estudian con las mismas técnicas los accidentes que pueden producir daño al núcleo debido a incendios, inundaciones y otros sucesos externos. Los resultados de los análisis de incendios e inundaciones son especialmente dependientes de la disposición de los equipos en la central y de las protecciones de que se disponga. A modo de ejemplos, se incluyen los valores de la frecuencia de daño al núcleo en caso de incendios y de inundaciones obtenidos para diferentes centrales:

<sup>2</sup> Debe leerse como 5,00 entre 100.000

<sup>3</sup> Se excluyen las personas heridas y aquellas que pueden morir posteriormente como consecuencia de los daños sufridos en esos accidentes.

FDN para incendios: 7,93 E-6; 5,8 E-7 (en alguna central antigua se han obtenido valores de 7,00 E-5)  
FDN para inundaciones: 1,42E-5; 7,80 E-6

### **4.3 Seguridad en la operación**

Durante la explotación de las instalaciones también hay una serie de principios y elementos básicos para mantener las condiciones de seguridad de la misma. Es evidente que unos equipos de seguridad sin un mantenimiento adecuado no garantizan las condiciones de seguridad, pero es igualmente importante que se disponga de los procedimientos de actuación necesarios para las condiciones normales de operación y para accidentes, que el personal tenga la cualificación técnica y el entrenamiento requerido, que esté suficientemente motivado para ejercer responsablemente sus funciones, etc... A continuación se enumeran los elementos y principios básicos que se establecen en las guías del OIEA para garantizar la operación segura de las instalaciones nucleares:

- La seguridad de la instalación es responsabilidad del titular, que debe establecer la organización y los medios para la explotación segura de la misma.
- En la organización de explotación debe estar claramente establecido que la seguridad es la primera prioridad, por delante de la producción, y deben estar bien definidas las responsabilidades en todas las actividades que afectan a la misma.
- El personal debe tener el nivel adecuado de formación y entrenamiento, tanto para condiciones normales de operación, como para emergencias.
- Deben estar claramente establecidos los límites y condiciones en que está permitida la operación de la central por razones de seguridad y seguirse fielmente su cumplimiento.
- Se debe disponer de un sistema de análisis y realimentación de la experiencia operativa.
- Debe disponerse de procedimientos adecuados para la operación normal y de emergencia.
- Deben disponerse de planes y procedimientos adecuados de mantenimiento, inspección y pruebas de las estructuras sistemas y componentes relacionados con la seguridad.
- Debe realizarse un control y análisis de las modificaciones de diseño, tanto permanentes como temporales, para garantizar que se mantienen las condiciones de seguridad.
- Deben tenerse implantados programas de protección radiológica operacional, control de efluentes radiactivos y gestión de residuos para minimizar el impacto radiológico de la instalación tanto a los trabajadores como al medio ambiente.
- Deben tenerse implantados programas de garantía de calidad para asegurar que las estructuras, sistemas y componentes de seguridad de la instalación van a funcionar con los requisitos de calidad previstos en el diseño.
- Cada cierto tiempo se llevarán a cabo Revisiones Periódicas de la Seguridad para analizar la experiencia operativa, verificar que las condiciones de seguridad de la planta no se han degradado y comparar la planta con las normas de seguridad más modernas.

### **5. Eficacia del regulador.**

Desde finales de los años 80 los reguladores se encuentran afectados por algunos factores que tienen influencia en la forma de funcionar de los mismos. Entre estos factores, cabe destacar los siguientes: a) desregulación del sector eléctrico donde ha aumentado la competencia en la producción, b) mejoras tecnológicas en muchas áreas como la introducción del software en instrumentación, c) presión por parte de la sociedad y sus representantes sobre los reguladores para que sean más "abierto" en la información a la sociedad y sus representantes. Todos estos factores están aumentando las exigencias sobre el titular para que aumente su eficacia.

Tanto el OIEA como la NEA han dedicado esfuerzos para definir lo que se entiende por eficacia, y para establecer métodos de medida de dicha eficacia. La primera publicación en la que se hace referencia a la eficacia del regulador es el documento PDRP-4, "Assessment of Regulatory Effectiveness" de 1999. En este documento el OIEA establece que un regulador, que dispone de la necesaria autoridad y los recursos necesarios, es eficaz cuando:

- Asegura el mantenimiento de un nivel aceptable de seguridad en las instalaciones reguladas.
- Emprende las acciones apropiadas para prevenir la degradación de la seguridad y promueve mejoras en la seguridad.
- Lleva a cabo sus funciones reguladoras de forma adecuada y mediante uso adecuado del presupuesto de forma que se consiga la confianza de los titulares regulados, de la sociedad, departamentos del gobierno, etc.
- Impulsa mejoras en su funcionamiento.

También se ha hecho hincapié en la diferencia entre eficiencia ("effectiveness") y eficacia ("efficiency"). Una organización trabaja de forma eficiente cuando hace el trabajo correcto ("to do the right work"); mientras que es eficaz cuando hace el trabajo que tiene que hacer de forma correcta ("to do the work right"). Estas definiciones implican que cualquier organización tiene como primera misión trabajar de forma eficiente, es decir, identificar claramente cuáles son sus objetivos y qué es lo que tiene que hacer para conseguirlos; en segundo lugar, una vez que se ha conseguido trabajar de forma eficiente, la organización debe ser eficaz, es decir debe conseguir los objetivos de la misma de forma óptima, de forma que no se derrochen recursos y se optimicen los procesos del regulador (inspección, evaluación, sancionador, información, etc).

Para conseguir que la organización de un regulador sea eficaz todos los expertos internacionales coinciden en que es necesario un sistema de calidad que le permita conocer e identificar deficiencias en sus procesos. Aunque existen varios medios para establecer un sistema de calidad, los expertos coinciden en que lo fundamental es que exista dicho sistema de calidad. Entre los medios para controlar la calidad en el sistema

## **6. Cultura de seguridad.**

El documento del OIEA INSAG-4 "Safety Culture" define la cultura de seguridad como "el conjunto de características y actitudes de la organización y los individuos mediante las cuales se establece como una prioridad fundamental que la seguridad nuclear reciba la atención necesaria". La definición anterior surgió a raíz de los análisis sobre el accidente de Chernobyl.

Otra definición es la del grupo de factores humanos del regulador de Reino Unido ("Nuclear Installations Inspectorate" que define la cultura de seguridad como "el producto de los valores, actitudes, competencias y comportamiento de los individuos y de grupos que determinan el compromiso con los aspectos de seguridad".

Las organizaciones con una cultura de seguridad fuerte se caracterizan por una comunicación en la misma basada en la confianza mutua, por compartir las opiniones sobre temas importantes para la seguridad y por la confianza en la eficacia de medidas preventivas.

La NRC define la cultura de seguridad como "A good safety culture in a nuclear installation is a reflection of the values, which are shared throughout all levels of the organization and which are based on the belief that safety is important and that it is everyone's responsibility".

El documento técnico del OIEA "Safety Culture in Nuclear Installations", IAEA-TECDOC-1329, describe los tres modelos que aparecen en el desarrollo de la cultura de seguridad:

1. Etapa 1. La seguridad se basa en la normas y reglas.
2. Etapa 2. La seguridad es un objetivo de la organización.
3. Etapa 3. La seguridad es una tarea continua y se pone énfasis en la comunicación, formación del personal y en la gestión eficaz y eficiente.

Cada uno de estos tres modelos de organizaciones tienen unos atributos que lo caracterizan. El tercer modelo se caracteriza, entre otros, por los atributos siguientes:

- Los problemas se prevén.
- Existe colaboración entre departamentos.
- No hay conflicto entre producción y seguridad.
- Los errores se consideran como oportunidades para aprender.
- Se fomenta el aprendizaje.

Algunas referencias internacionales sobre el concepto de cultura de seguridad son:

- OIEA, "Safety Culture in Nuclear Installations", IAEA-TECDOC-1329, Viena (diciembre 2002).
- NEA, "Improving Regulatory Effectiveness", NEA/CNRA/R(2001)3, enero 2001.