

1 GLOSARIO

Las definiciones de los términos y conceptos contenidos en el presente proyecto se corresponden con los establecidos en los siguientes documentos legales:

- Ley 25/1 964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear (B.O.E. n. 107, del 4-5-64), modificada de manera sustancial por la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, reguladora del Sector Eléctrico (BOE n. 285 de 28-11-1997) y en último término por la ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear (BOE n. 107 de 5-5-1999).
- Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear (B.O.E. n. 100, del 25-4-80), modificada de manera sustancial por ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear (BOE n. 107 de 5-5-1999).
- Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (BOE n.313 de 31-12-1999)
- Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes (BOE n.178 de 26-07-2001)

Además, se utilizan ciertos términos y acrónimos que, dentro del contexto del estudio, se entienden como los siguientes:

Barreras de seguridad

Sistemas pasivos, sistemas de seguridad que se activan manual o automáticamente, o controles administrativos que se establecen para garantizar que se llevarán a cabo las funciones de seguridad necesarias. Por ejemplo: la vaina de los elementos combustibles, la barrera de presión del reactor y la contención.

Banco de Datos de Incidentes Operativos (BDIO)

Base de datos de los sucesos ocurridos desde 1989 en las centrales nucleares españolas. Se creó con el objetivo de posibilitar la búsqueda y recuperación automática de los informes relacionados con cualquier suceso además de homogeneizar los mismos.



Condición Límite de Operación (CLO)

Nivel mínimo de funcionamiento o grado de disponibilidad (capacidad funcional) de los distintos subsistemas al que se puede llegar en la operación de la central con garantías de que no se violará ningún límite de seguridad si, en las circunstancias dadas, ocurriera algún suceso postulado. Vienen fijadas en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

Cultura de seguridad

Conjunto de características y actitudes en organizaciones e individuos que aseguren que, como prioridad esencial, las cuestiones de seguridad reciben la atención que merecen.

Defensa en profundidad (D.E.P.)

Base o filosofía de protección contra accidentes en centrales nucleares, provocados por fallos o errores, consistente en una cascada de "barreras múltiples" combinada con otra cascada de "niveles de seguridad".

Las barreras múltiples son:

- La pastilla cerámica de combustible.
- La vaina del combustible.
- La barrera de presión del sistema de refrigerante.
- La contención.

Los niveles de seguridad consisten en:

- La prevención de accidentes.
- El control de la operación anormal y la detección de fallos.
- La protección contra accidentes.
- La mitigación de accidentes.

Grupo crítico

Grupo de miembros del público razonablemente homogéneo con respecto a su exposición a una fuente de radiación y vía de exposición dadas. Se aplica a personas que reciben la dosis efectiva o dosis equivalente más altas (según sea el caso) a través de una vía de exposición y fuente dadas.



Límite dosis anual

Valor que no deberá excederse de la dosis efectiva o de la dosis equivalente recibida por una persona como consecuencia de prácticas controladas.

Se clasifican de la siguiente manera.

- Trabajadores profesionalmente expuestos

El límite anual de dosis para la totalidad del organismo es de 100 mSv promediados en cinco años oficiales, sin sobrepasar 50 mSv en un solo año.

- Miembros del público

El límite anual de dosis para la totalidad del organismo, referido a un período de 1 año oficial, es de 1 mSv.

Base de Datos de las Centrales Nucleares Españolas (DACNE)

Banco de datos común de las diferentes centrales nucleares españolas. Entró en funcionamiento a principios de 1989 y viene siendo coordinado por UNESA y gestionado por Tecnatom. Consta del Banco de Datos de Incidentes Operativos (BDIO) y el Banco de Datos de Componentes (BDC).

Dosis equivalente

Medida del daño biológico producido por una irradiación de un organismo. Se mide en rem (Roentgen Equivalent Man) o Sievert (Sv, 1 Sv= 100 rems) en el sistema internacional. Resulta del producto de la dosis absorbida (en rads o Gy) por el factor de calidad Q característico de la radiación incidente.

Especificación Técnica de Funcionamiento (ETF)

Documento conteniendo los límites y condiciones que deben cumplirse, por ley, en la operación de la central, derivados de los análisis y evaluaciones incluidos normalmente en el informe Final de Seguridad, en la Licencia de Operación y en las modificaciones de estos. Se componen de dos tipos diferentes de materias (técnicas y administrativas) y, entre otros puntos, incluyen:



- Límites de seguridad.
- Condiciones límites de operación.
- Requisitos de vigilancia.
- Puntos de tarado del sistema de protección y de control.
- Características del diseño.
- Controles administrativos.

Experiencia Operativa

Conjunto de experiencias y conocimientos adquiridos durante todo el plazo de operación de una central nuclear, desde los puntos de vista técnico y administrativo, tanto en su funcionamiento normal como en situación de transitorios.

Funciones de seguridad

En una central nuclear, cada una de las funciones a desempeñar por sistemas de seguridad diseñados al efecto, y cuyo objetivo es asegurar el apropiado nivel de seguridad de la central y su entorno. Las funciones básicas de seguridad son:

- Control de reactividad o de las condiciones del proceso
- Refrigeración y confinamiento del material radiactivo

I (Yodo)

Elemento químico natural de número atómico 53, constituido por un único isótopo estable de masa 127. Se le conocen hasta 22 isótopos radiactivos de masas comprendidas entre 117 y 126 y entre 128 y 139, la mayoría de los cuales figuran en proporciones importantes en los productos de fisión del uranio, por lo que su presencia o concentración en el ambiente debe tenerse en cuenta en caso de accidente grave en una central nuclear con escape de productos de fisión a la atmósfera. En base a la fijación selectiva de yodo en la glándula tiroides, es utilizado principalmente el 131 I.

Parada o reducción de potencia no programada

Desconexión de la central de la red que tiene lugar antes del final del fin de semana siguiente al descubrimiento del problema que origina.



Seguridad

Conjunto de equipos, sistemas y acciones destinados a garantizar el funcionamiento seguro de una instalación nuclear, la prevención de accidentes o mitigación de sus consecuencias y la protección del personal de la instalación, del público y del entorno contra efectos de tasas de radiaciones anormales.

Sistemas de seguridad

Sistema de importancia para la seguridad diseñado para lograr, en cualquier circunstancia, la parada del reactor en condiciones seguras y la eliminación del calor del núcleo o para limitar las consecuencias de los accidentes operacionales previstos y las condiciones de accidente.

Asimismo, en cuanto a la utilización de acrónimos en la memoria se reduce a los siguientes:

APS – Análisis Probabilista de Seguridad

CSN - Consejo de Seguridad Nuclear

DEP - Defensa en Profundidad

ETF - Especificación Técnica de Funcionamiento

IAEA - Agencia Internacional de la Energía Atómica

INES - Escala Internacional de Sucesos Nucleares

PWR - Reactor de agua a presión



2 PREFACIO

La realización de un proyecto en el ámbito de la seguridad nuclear surge como consecuencia del convenio de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y la Universidad Politécnica de Cataluña (UPC) para la creación de la Cátedra de Seguridad Nuclear Argos en la Escuela Técnica Superior de Ingeniería Industrial de Barcelona (ETSEIB).

Ante la convocatoria por parte del Consejo de Seguridad Nuclear de una serie de ayudas en el campo de la Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, se consideró la posibilidad de analizar los principales aspectos relacionados con el proceso de notificación de los sucesos acontecidos en las centrales nucleares españolas y su posterior tratamiento como principal indicador de una explotación segura de las mismas.

De este modo, se propuso el estudio del contenido de la Guía de Seguridad 1.6 y 1.7 emitidas por el Consejo de Seguridad Nuclear junto con el procedimiento de clasificación por la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES) y los métodos de análisis aplicados por las propias centrales. Asimismo, se consideró apropiado limitar el alcance del proyecto a las centrales nucleares catalanas como complemento a la teoría aportada en el núcleo del mismo.

Precisamente, derivado de la aprobación de la solicitud, se ha llevado a cabo el proyecto relacionado con los sucesos notificables según los puntos definidos en su momento.



3 INTRODUCCIÓN

3.1 Objetivos del proyecto

En el presente estudio se pretende establecer el contenido de la información relacionada con la explotación comercial de las centrales nucleares españolas junto con los plazos de entrega que los titulares de éstas deben remitir al Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

Asimismo, se pretende conocer de manera más detallada la parte correspondiente a los sucesos identificados como notificables, estableciéndose los diferentes tipos y plazos de remisión de la información al Consejo para cada grupo de estos.

De modo similar, también se tiene por objeto detallar las pautas básicas para la clasificación de los sucesos anteriormente catalogados como notificables según la Escala Internacional de Sucesos Notificables (INES).

El proyecto también describe los métodos de análisis aplicados a los sucesos notificables llevados a cabo por las mismas centrales nucleares para la determinación de la importancia en relación a su explotación.

3.2 Alcance del proyecto

El estudio es aplicable a cualquier central nuclear española en fase de explotación comercial, incluyéndose las situaciones de parada y arranque. Además, se limita el alcance a las centrales nucleares de potencia catalanas por lo que sólo se considerarán las de reactores de tecnología de agua a presión (PWR).



4 INFORMACIÓN A REMITIR AL CSN

4.1 Introducción

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), como ente de derecho público independiente de la Administración del Estado, representa el único organismo de ámbito nacional competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

Asimismo el CSN representa el cordón umbilical comunicativo entre el Ministerio de Industria y Energía y cualquier instalación nuclear. Entre las funciones que debe llevar a cabo, y las cuales pueden ser de interés en este estudio, destaca el seguimiento durante la fase de explotación de las centrales nucleares, según el Artículo 2 de la Ley 15/1980, de 22 de abril.

De este modo, el titular de cualquier planta tiene la obligación de remitir al CSN una serie de información de la cual seguidamente se describe el contenido y los plazos para su remisión [1].

4.2 Clasificación

Una primera clasificación de la información a remitir al CSN puede establecerse según el tiempo disponible para hacer efectiva su notificación, como puede observarse a continuación:

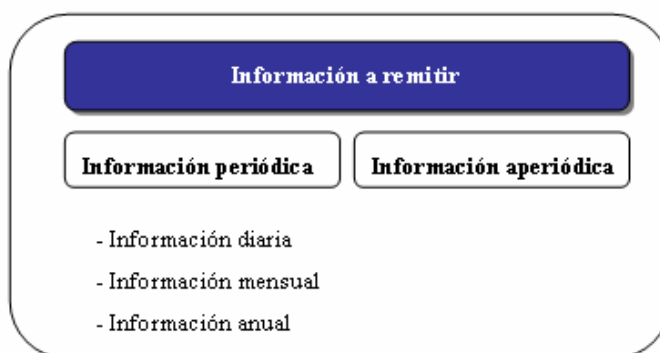


Figura 4.1 Clasificación de la información a remitir al CSN

Asimismo, en los apartados que siguen se tratará de modo más extenso cada uno de los plazos citados en la Figura 4.1.



4.2.1 Información periódica

4.2.1.1 Diaria

La información demandada por el CSN diariamente presenta una relación directa con las condiciones de operabilidad de la propia central. En este caso, si se tiene en cuenta que la tecnología de las centrales de aplicabilidad del estudio coincide puesto que son de tipo PWR, los datos a facilitar son los que se citan seguidamente:

- Modo de operación.
- Potencia térmica (MWt).
- Potencia eléctrica (MWe).
- Presión del primario (kg/cm²).
- Presión de vapor (Kg/cm²).
- Temperatura media del refrigerante (°C).
- Concentración de boro (ppm).
- Actividad del refrigerante primario en dosis equivalente de ¹³¹I (Bq/g).
- Nivel de los generadores de vapor (%).
- Fecha de las últimas paradas: programada, no programada y automática.
- Incidencias.

4.2.1.2 Mensual

Respecto a la información que los titulares están obligados a remitir dentro de la primera quincena del mes siguiente, figuran los puntos que se muestran a continuación:



- Resumen de Actividades.

El contenido de la documentación referente a las actividades de la central tiene que ser, a modo de resumen, una descripción de la situación de la central. Además, pueden destacarse posibles incidencias operativas, la realización de simulacros de emergencia y las fechas previstas de sucesos de cierta importancia que se prevean que vayan a tener lugar, como por ejemplo la recarga.

- Datos de Producción.

En este apartado la información a enviar se divide entre los datos de ámbito nuclear y los datos de tipo energético. Para ello se deberá de seguir un formato determinado, Tabla 4.1.

Datos de producción				
Datos nucleares				
Concepto	Mes	Año	Acumulado ciclo	Total acumulado
Número de horas crítico				
Número de criticidades				
Grado de quemado incremental (MWd/Tm)				
Reserva de energía estimada (MWd/Tm)				
Datos energéticos				
Número de horas acoplado				
Número de acoplamientos				
Energía térmica generada (GWh)				
Potencia térmica máxima en operación (MWt)				
Energía eléctrica bruta (GWh)				
Energía eléctrica neta (GWh)				
Potencia eléctrica máxima (MW)				
Consumo propio en parada (GWh)				
Rendimiento global bruto medio (%)				
Factor de carga o utilización (%)				
Factor de operación (%)				
Factor de disponibilidad (%)				
Factor de indisponibilidad programado (%)				
Factor de indisponibilidad no programado (%)				
Número de horas del período				

Tabla 4.1 Datos de Producción



- Incidencias de Operación.

Dentro de este grupo la documentación a facilitar se puede desglosar según el tipo de suceso ocurrido. Entre estos, destacan los que se mencionan a continuación:

a) Paradas de reactor.

En este subapartado se señalan todas las paradas del reactor ⁽¹⁾ que hayan tenido lugar desde principios del año en curso. De esta manera, se trata de una información de carácter acumulativo, la cual debe ajustarse en la medida de lo posible a la estructura de la Tabla 4.2.

Paradas del reactor								
Nº/año	Tipo	Inicio		Duración	Potencia inicial (%)	Razón	Método	Breve Descripción
		Fecha	Hora					

Tabla 4.2 Paradas del reactor

b) Variaciones de potencia eléctrica superior a un 10%.

Como en apartados anteriores, es suficiente por parte del titular rellenar una tabla de hechura similar a la Tabla 4.3.

Variaciones de potencia superiores a un 10%							
Variación de potencia	Inicio		Duración	Potencia inicial (%)	Razón	Método	Breve Descripción
	Fecha	Hora					

Tabla 4.3 Variaciones de potencia (>10%)

c) Notificaciones e informes transmitidos al CSN sobre sucesos notificables.

Dentro de la obligación temporal de remisión de información que el titular de la central debe hacer conocer al CSN, es de gran interés la correspondiente a la notificación de sucesos.

En el punto que se está desarrollando sólo se cita a modo de enunciado la existencia de ésta, puesto que, en apartados posteriores, bajo el mismo título identificativo, se tratará la misma de manera más extensa (capítulo 5).



(1) Se entiende por parada del reactor el paso del estado crítico al subcrítico.

d) Informe de inoperabilidades.

Dentro de este apartado se incluyen las inoperabilidades de equipos o sistemas declaradas de acuerdo con la definición dada por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF's). De este modo, la información a remitir deberá hacerse a partir de la tabla siguiente:

Inoperabilidades de equipos y sistemas							
Inoperabilidad	Inicio		Duración	Motivo	Intervalo de vigilancia	Causa Raíz	Acciones correctoras
	Fecha	Hora					

Tabla 4.4 Inoperabilidades de equipos y sistemas

- Mantenimiento.

En este apartado, la información a remitir se ajusta al cumplimiento de la Regla de Mantenimiento (RM) propia de cada instalación.

- Química y radioquímica.

Para ambos términos citados, la información a remitir por los titulares de las centrales de tipo PWR, ha de contener los valores medios mensuales de los siguientes parámetros:

- a) Refrigerante del reactor.
- b) Agua de condensado.
- c) Agua de alimentación.
- d) Purga de los generadores de vapor.
- e) Vapor principal de los generadores de vapor.
- f) Agua de piscina de almacenamiento de combustible.

- Efluentes radioactivos.

Dentro de este apartado se recoge, según si se trate de efluentes radiactivos líquidos o gaseosos y de modo individualizado para cada una de las vías de emisión, los valores relacionados con la emisión, las dosis y la actividad de los tanques de almacenamiento.



- Emplazamiento.

En este caso los datos ha facilitar sobre las variables dinámicas del emplazamiento son básicamente las relacionadas con los programas de vigilancia del movimiento del terreno y de las estructuras, el de las aguas subterráneas y superficiales y el sísmico.

- Residuos radiactivos de baja y media actividad.

Esta información debe incluir los datos sobre bultos de residuos sólidos acondicionados de baja y media actividad, completando con la mayor fidelidad posible un formato similar a las tablas siguientes:

Bultos de residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad					
Generación de bultos de residuos					
Grupo	Nº bultos	Actividad total (GBq)	Naturaleza de los residuos	Tasa media de dosis (mGy/h)	
				Superficie	1 metro
Salida de bultos de residuos					
Grupo	Nº bultos	Actividad total (GBq)	Código de bultos por ENRESA	Tasa media de dosis (mGy/h)	
				Superficie	1 metro

	Generación		Salida	
	Nº bultos	m ³	Nº bultos	m ³
Total mes				
Acumulado año				
Acumulado origen				

Existencia de bultos en el almacén		
Grupo	Existencia anterior	Existencia actual
Total		

Tabla 4.5 Registro de bultos sólidos

- Almacenamiento combustible.

El informe debe recoger cualquier parámetro relacionado con el combustible, bien por la existencia de nuevos elementos combustibles o bien por cualquier incidencia ocurrida en el presente mes relacionada con el combustible irradiado.



- Dosimetría del personal.

En primer lugar, este punto del estudio contiene los datos mensuales de las dosis colectivas para el personal de la plantilla y de contratados según el formato de la Tabla 4.6. Además, ha de mostrar la distribución de las dosis debidas a la radiación externa correspondientes a los dosímetros usados, Tabla 4.7.

Registro mensual de dosis colectivas									
Dosimetría oficial. Personal de plantilla.									
	Enero	Febrero	Marzo				Octubre	Noviembre	Diciembre
N. personas									
Dosis colectiva (mSv.p)									
Dosimetría oficial. Personal de contrata.									
	Enero	Febrero	Marzo				Octubre	Noviembre	Diciembre
N. personas									
Dosis colectiva (mSv.p)									

Tabla 4.6 Registro mensual de dosis colectivas

Distribución de dosis debida a radiación externa		
Intervalos de dosis (mSv)	Nº de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.p)
Dosis < NR		
NR < Dosis < 1,00		
1,00 < Dosis < 2,00		
2,00 < Dosis < 3,00		
3,00 < Dosis < 4,00		
4,00 < Dosis < 5,00		
5,00 < Dosis < 6,00		
6,00 < Dosis < 10,00		
10,00 < Dosis < 20,00		
20,00 < Dosis < 50,00		
Dosis > 50,00		
Total		
Total dosis (20 mSv)		
Total dosis (50 mSv)		
Total (Dosis NR)		

Tabla 4.7 Distribución de dosis debida a radiación externa

- Vigilancia radiológica ambiental.

Fundamentalmente el apartado en cuestión tiene que incluir un resumen de las actividades de toma de muestras realizadas en el mes dentro del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA).



4.2.1.3 Anual

Una vez detallada la información a conocer por el CSN en períodos de plazo relativamente cortos, a continuación se describe la misma acotada a un año. Su remisión se hará efectiva dentro del primer trimestre siguiente a cada año natural.

- Análisis experiencia operativa.

En este apartado se incluye cualquier análisis de la experiencia operativa propia como ajena correspondiente al período objeto del informe.

En referencia a la experiencia operativa propia, ésta debe especificar los sucesos ocurridos en la instalación que han dado lugar a la notificación de dichos sucesos así como cualquier otro suceso que, aunque no presenta la necesidad de informar, puede ser de interés para la mejora de la seguridad.

En cambio, respecto a la experiencia operativa ajena, ésta trata aquellos sucesos notificables ocurridos en las restantes centrales nucleares españolas, experiencias comunicadas por los organismos competentes en la materia, recomendaciones escritas de los suministradores así como análisis requeridos expresamente por el CSN.

Asimismo, la información constará en ambos casos de tablas con la relación de las experiencias analizadas y de un análisis individual de cada experiencia operativa nueva.

- Análisis nueva normativa.

De forma similar, se debe facilitar toda la normativa emitida durante el año de estudio.

- Datos radiológicos.

Anualmente también se ha de suministrar, a modo de resumen, los datos referentes a la dosimetría de los trabajadores expuestos, además de las técnicas y prácticas que se hayan introducido al objeto de reducir dichas dosis.



- Vigilancia radiológica ambiental.

Dentro del punto de vigilancia radiológica se discrimina entre el propio programa de vigilancia y el informe de los resultados de este mismo programa. Asimismo, la información se enviará dentro del cuarto trimestre o el primer trimestre de cada año natural, respectivamente.

- Emplazamiento.

En cuanto a los datos dinámicos del emplazamiento, el CSN desea recibir la información en formato electrónico y de manera independiente según sea el contenido. Éste debe responder a los resultados sobre la vigilancia meteorológica, el programa de movimiento del terreno y de las estructuras, el programa de vigilancia y control de las aguas subterráneas y superficiales y el programa de vigilancia sísmica.

- Formación personal.

En este punto la información a remitir sobre las actividades de formación y entrenamiento del personal contiene dos apartados diferenciados. El primero de ellos trata sobre la previsión de cursos a impartir durante el año en curso al personal con licencia mientras que el segundo incluye cualquier información relacionada con el entrenamiento efectivo que, durante el año anterior, siguió tanto el personal con licencia como el resto de personal relacionado con la seguridad nuclear o protección radiológica.

- Banco de datos componentes.

El banco de datos de fallos e indisponibilidades de componentes debe ser actualizado de acuerdo con la información requerida por el CSN.

- Modificaciones de diseño.

En este apartado se debe incluir la información especificada en el mismo apartado de la Guía 1.11, Modificaciones de diseño en centrales nucleares.



- Gestión residuos radiactivos.

También con carácter anual se debe remitir la información relacionada con el cumplimiento del Plan de Gestión de Residuos, el cual incluye las actividades referentes a los residuos de muy baja actividad, baja/media actividad y alta actividad.

- Efluentes radiactivos.

En cuanto a efluentes radiactivos, se tiene que señalar los valores de las dosis anuales efectivas y equivalentes debidas a efluentes líquidos, gaseosos y totales, para los diferentes grupos de estudio considerados.

- Garantía de calidad.

Esta información, pese a ser de carácter anual, se ha de desglosar mensualmente según el mes correspondiente de la acción. Asimismo, principalmente debe contener las supervisiones o inspecciones realizadas en la instalación, los documentos y registros sometidos a revisión y las auditorías realizadas por garantía de calidad.

- Recursos Humanos.

También se debe enviar información sobre las modificaciones o actuaciones relacionadas con la optimización de recursos humanos en el año considerado.

4.2.2 Información aperiódica

Desde un principio se ha diferenciado la información a suministrar al CSN por los plazos disponibles establecidos para hacer entrega de la misma. No obstante, también se han de describir aquellos informes caracterizados por su naturaleza atemporal y que vienen directamente supeditados por su ocurrencia. Principalmente, estos son los que se nombran a continuación:

- Sucesos notificables y especiales.

Si bien en apartados anteriores se recalca la importancia de la notificación de sucesos dentro de la información a enviar mensualmente, es de nuevo, a modo recordatorio, citar este hecho como significativo también dentro de las obligaciones atemporales.



Con posterioridad se llevará a cabo un estudio más extenso sobre lo que concierne a este apartado (capítulo 5).

- Simulacros de emergencia.

Cualquier información relacionada con los simulacros de emergencia se facilita al CSN según corresponda, como se define más detalladamente en la Guía de Seguridad 1.9, Simulacros y ejercicios de emergencia en centrales nucleares.

- Informe de calificación ambiental.

Es también de carácter aperiódico hacer conocer al CSN de cualquier cambio relacionado con el informe de calificación ambiental. Por ejemplo, cualquier modificación de diseño en la central puesto que tiene una influencia directa en la generación de nuevas condiciones ambientales.

- Actualización de un informe.

Es necesario también mantener informado al CSN sobre las actualizaciones realizadas en determinados campos. De este modo, pueden citarse las modificaciones llevadas a cabo en el estudio de seguridad, las ETF's y el manual de garantía de calidad, entre otros.

Precisamente la notificación de cualquier situación relacionada con estos puntos, se hará en un plazo aproximado de un mes desde la correspondiente modificación.

Asimismo, se comunicará al CSN, en el plazo de seis meses posteriores a la recarga, cualquier hecho desprendido del propio ciclo de la central, la recarga y el arranque.



5 NOTIFICACIÓN DE SUCESOS

5.1 Introducción

Como se ha descrito en puntos anteriores del estudio, el titular de cualquier central nuclear tiene la obligación de remitir al CSN una serie de información relacionada con la explotación de la misma [1]. Hasta el momento sólo se ha explicado el contenido general de ésta, y por este motivo, en la parte que sigue de la memoria, se recoge de manera más detallada la documentación referente a la necesidad de comunicar todos aquellos sucesos que, según las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF's), llegan a la categorización de notificables.

De este modo, en los apartados posteriores se describen los informes requeridos por parte del CSN según sea el suceso a notificar [2], independientemente de las acciones que estén previstas de llevar a cabo por el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN), según Real Decreto 1546/2004, de 25 de junio.

5.2 Objetivo

Como se ha comentado, se trata de conocer ampliamente las principales características de los informes relacionados con la notificación de sucesos a formalizar por parte del titular de una instalación nuclear en un período de tiempo definido y acotado directamente por el tipo de suceso a comunicar.

5.3 Clasificación

La clasificación de los sucesos notificables se ha realizado en base al grado de desviación de las condiciones normales de operación de la central. Ligada directamente a esta tendencia, se han definido los correspondientes plazos y contenido de los mismos informes según la posible necesidad de intervención del CSN.



Una primera agrupación de los sucesos es la que se muestra a continuación:

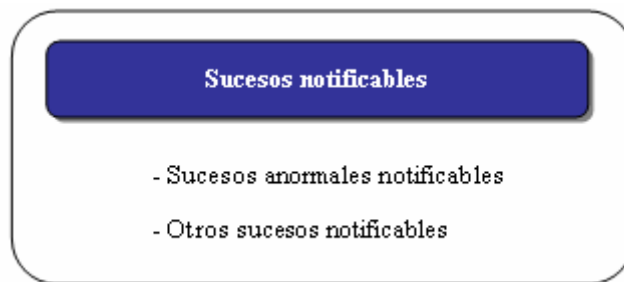


Figura 5.1 Clasificación inicial de los sucesos notificables

De esta forma, la información a remitir se hará específicamente para cada uno de los grupos según plazos correspondientes.

5.4 Notificación e informes

A continuación, se procede a describir para cada uno de los citados procesos, los principales hechos que abarcan junto con los correspondientes informes tipo a remitir y el plazo de tiempo disponible para ello.

5.4.1 Sucesos anormales notificables

Dentro del primer conjunto de sucesos notificables se incluyen aquellos que comportan alguna circunstancia o incidente de carácter limitado en extensión y gravedad que pueden o no tener un efecto directo sobre la operación de la central. Sin embargo, por si solos, no suponen una amenaza inminente para la seguridad.

Por ese motivo principalmente, estos sucesos son considerados como iniciadores de prealerta, es decir, conllevan consigo una situación de emergencia de carácter leve. No obstante, el proceso de notificación aquí descrito es completamente ajeno a las actuaciones de emergencia a seguir estipuladas por dicho decreto.

De este modo, seguidamente se lista una serie de acontecimientos tipo considerados como anormales.

- Cualquier suceso que requiera de la iniciación automática de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo.



- Aquellos sucesos de evolución que puedan afectar a las barreras de seguridad y cuyo control no esté garantizado en algún momento. A modo de ejemplo podría ser algún tipo de fuga, o bien cualquier transitorio anormal de temperatura o presión del refrigerante. En definitiva, cualquier incumplimiento de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF's).
- Una respuesta inesperada de la central como consecuencia de la superación de los límites de seguridad o de la pérdida de redundancia en algún sistema de seguridad durante un transitorio que pudiese afectar a la evolución del mismo.
- Degradación de una función de seguridad encontrándose la central en operación o parada. En este caso se pueden nombrar como posibles ejemplos la pérdida total de energía de corriente alterna interior o exterior, la despresurización incontrolada del secundario, la pérdida de redundancia de la función de refrigeración de emergencia del núcleo, entre otros.
- Un suceso interno cuyo control no esté garantizado en algún momento y que, aun no afectar a ningún sistema de seguridad, puede suponer una amenaza para tal. De esta manera, se pueden citar dentro de este punto hechos como incendios con una duración superior a diez minutos desde su detección, inundaciones cerca de los propios sistemas de seguridad o liberación de sustancias tóxicas o explosivas, siempre confinados dentro de los límites físicos de la central.
- En contraste con los sucesos propiamente operativos enumerados hasta el momento, también se puede clasificar como anormal cualquier fenómeno natural o exterior que suponga una amenaza para la seguridad de la central. Se engloban dentro de este apartado sucesos de naturaleza tan diversa como incendios próximos a la central no controlables, condiciones meteorológicas adversas, concentraciones de sustancias tóxicas peligrosas superiores a los límites autorizados hasta accidentes aéreos próximos a las instalaciones o simplemente tráfico aéreo anormal.
- Del mismo modo, se considera un suceso anormal una posible amenaza a la seguridad física de la central, como pudiese ser un intento de intrusión o sabotaje, un bloqueo de los accesos o una amenaza de bomba.
- Desaparición de material radioactivo.
- También la pérdida significativa de comunicación con el exterior.

Asimismo, el proceso de notificación de cualquiera de estos sucesos se desarrolla de la forma que se describe en la siguiente figura:



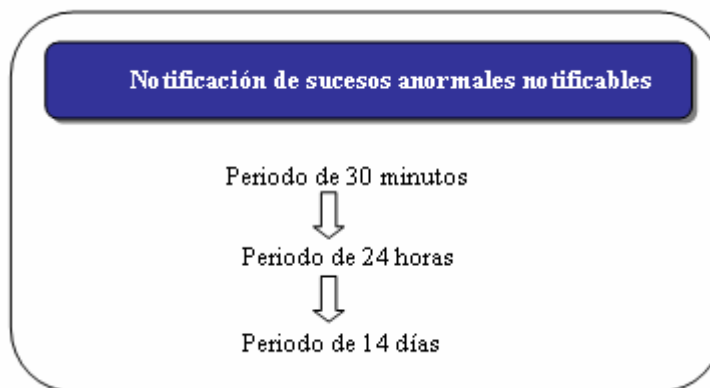


Figura 5.2 Esquematación proceso notificación sucesos anormales notificables

5.4.1.1 Período de 30 minutos

De manera inmediata a la declaración de un suceso o como máximo en el consiguiente período de 30 minutos se comunicará el mismo. Además, e independientemente a la duración de éste, se avisará al Inspector Residente y a la Sala de Emergencias del CSN (SALEM). En cuanto al contenido de la información a notificar, éste se debe ajustar a los puntos siguientes:

- Tipo de suceso.
- Descripción del suceso/causa.
- Medidas programadas/adoptadas.
- Organizaciones o personas informadas.

Dado que el período de tiempo disponible para efectuar el aviso es muy corto y al hecho que se desea facilitar el trabajo tanto a la persona responsable del aviso como a los receptores de dicho informe, se recomienda seguir el formato mostrado en el Anexo A.1.

Asimismo, recalcar que en esta pronta notificación se prima la inmediatez de la misma frente a posibles detalles relacionados con la descripción del acontecimiento del suceso.



5.4.1.2 Período de 24 horas

Para suplir una posible carencia de información de esta primera referencia, el titular de la central está obligado a remitir más detalles sobre el suceso inicialmente notificado en un período inferior a 24 horas.

En este caso los principales puntos que se deben abordar en el informe coinciden con los citados en el apartado anterior ya que, como se ha comentado, sólo se trata de una ampliación de la información. De la misma manera, el modelo a seguir es el que se muestra en el Anexo A.1.

5.4.1.3 Período de 14 días

A modo de revisión, se realizará un informe completo y preciso sobre el suceso en un plazo no superior a 14 días. En éste se deberán desarrollar las cuestiones que se enuncian a continuación:

- Identificación del suceso.
- Estado inicial de la planta.
- Descripción codificada del suceso.
- Efectos del suceso.
- Descripción codificada de anomalías.
- Descripción del suceso y anomalías.

Asimismo, es recomendable seguir un formato determinado como se muestra en el Anexo A.1. De nuevo se pretende la homogeneización de la información recibida por el CSN y la agilización en cuanto a comprensión de la misma.

5.4.2 Otros sucesos notificables

Los sucesos notificables de menor importancia se engloban bajo el título de otros sucesos notificables. A pesar de este hecho, no es de menor importancia la información a remitir al CSN así como los períodos de tiempo correspondientes.



De este modo, y de manera similar al estudio realizado para los sucesos anormales notificables, se detallara una serie de sucesos tipo diferenciados desde un primer momento por los plazos de entrega de dicha información, Figura 5.3.

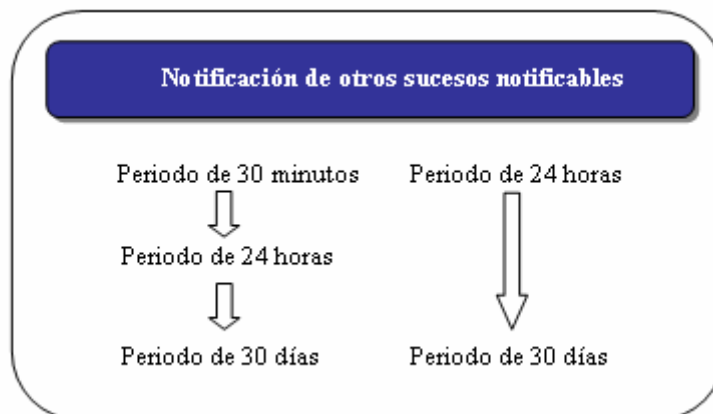


Figura 5.3 Esquematación proceso notificación otros sucesos notificables

5.4.2.1 Sucesos notificables en una hora

Dentro de este grupo se pueden citar los siguientes sucesos:

- Cualquier parada no programada ⁽¹⁾ de la central y cualquier reducción de potencia requerida por las ETF's.
- Algún suceso que requiera la realización de actividades relacionadas con la seguridad, no previstas en los procedimientos de operación normal o de emergencia de la central. Esta clase de sucesos deberán notificarse antes de realizar las operaciones de recuperación correspondientes, a no ser que la urgencia de las acciones a tomar aconseje lo contrario para salvaguardar la seguridad del público, del personal de la central o de la instalación.
- Una situación no programada del sistema de disparo del reactor estando éste en estado crítico.
- Cualquier liberación no programada (imprevista) o incontrolada (a través de vías no habituales) de material radiactivo que tenga una o más de las siguientes características:
 - a) Supere los límites de las ETF's.
 - b) Suponga una liberación incontrolada al exterior de los edificios de la central.



(1) Se entiende por parada no programada la desconexión de la red de la central requerida por motivos desconocidos hasta transcurrida una semana desde el conocimiento del suceso que la originó.

c) Suponga una liberación dentro de los edificios que supere la capacidad de los sistemas de tratamiento o suponga la superación de algún valor límite de tasa de dosis perteneciente a la clasificación radiológica zonal de la central.

d) Cualquier suceso en el cual una persona estime que ha recibido o haya podido recibir una dosis por radiación externa y/o contaminación, que sobrepase, en una exposición única, los límites de dosis establecidos, Real Decreto 1836/1999 de 3 de diciembre.

De este modo, para cualquier suceso que pueda ajustarse a la descripción de alguno de los listados, la notificación se hará de inmediato al Inspector Residente y, entre otros organismos, al CSN, mediante telefax o telex, en un período no superior a una hora. Asimismo, la información a comunicar básicamente incluirá los siguientes puntos:

- Tipo de suceso.
- Identificación del suceso/causa.
- Medidas programadas.

Como en casos anteriores, se recomienda seguir a un formato estándar para aligerar el proceso de comunicación por ambas partes implicadas, remitente/receptor, como se indica en el Anexo A.1.

5.4.2.2 Sucesos notificables en 24 horas

Del forma análoga, los principales sucesos a notificar en un plazo máximo de 24 horas, son los que se nombran a continuación:

- Cualquiera de los sucesos anteriormente listados bajo el título "sucesos notificables en una hora".
- Una actuación no programada del sistema de disparo del reactor con éste en estado subcrítico.
- El incumplimiento de una condición límite o un requisito de vigilancia según las ETF's.
- La superación del valor de una variable especificada en una Condición Límite de Operación (CLO) que afecte de forma global a las barreras de seguridad, es decir, el control de reactividad, la distribución de potencia, el sistema de refrigeración del reactor, la contención y la piscina de elementos combustibles.



- El descubrimiento de deficiencias de diseño, construcción, montaje, operación o mantenimiento siempre y cuando se haya determinado que puedan impedir el cumplimiento de la función de seguridad de estructuras o sistemas para los cuales se supone que han sido definidos.
- Otro descubrimiento de deficiencias pero en la actuación del personal de la planta o en los procedimientos de operación, siempre y cuando se haya determinado que pueden impedir el desarrollo normal de la instalación.
- Cualquier actuación automática o manual de sistemas de seguridad, a excepción de las pruebas de mantenimiento y de las pruebas o cambios de modo requeridos por las ETF's.
- Algún suceso o condición interna de la central que, a juicio del explotador, suponga un potencial impacto sobre la seguridad de la misma o disminuya la capacidad del personal de explotación para operar la central de modo seguro y no alcance el nivel de emergencia. Se pueden incluir hechos como fallos de los equipos, incendios, liberación de sustancias tóxicas, explosivas o radiactivas, inundaciones, huelgas o disminución de la capacidad de comunicación o de los sistemas de información.
- Cualquier fenómeno natural o condición externa a la central que, a juicio del explotador, suponga un potencial impacto sobre la seguridad de la misma o disminuya la capacidad del personal de explotación para operar la central de modo seguro y no alcance el nivel de emergencia. En este caso se pueden citar los incendios, la liberación de sustancias tóxicas, explosivas o radiactivas, las tormentas, las inundaciones, los sismos y los disturbios.
- Cualquier otro suceso no recogido en los puntos anteriores y que pudiera tener importancia para la seguridad nuclear o la protección radiológica y hechos o situaciones que conduzcan a la central a una condición no analizada que comprometa la seguridad o que se encuentre fuera de las bases de diseño.
- Cualquier otro suceso no recogido en los puntos anteriores y que pudiera tener repercusiones públicas significativas. En este caso la notificación podrá realizarse verbalmente dentro del período acordado, no siendo necesario el envío de información posteriormente.

Asimismo, para hacer efectiva la notificación de los citados sucesos es necesario por parte del titular de la central nuclear remitir una serie de información que contenga los siguientes puntos:



- Tipo de suceso.
- Descripción del suceso.
- Medidas adoptadas y programadas.

De forma equivalente a secciones anteriores de la memoria, existe a disposición del titular de la central un formulario guía para llevar a cabo la correspondiente comunicación al CSN, mediante telefax o telex, en un plazo máximo de 24 horas. Éste puede observarse en el Anexo A.1.

5.4.2.3 Sucesos notificables en treinta días

De la misma manera, el CSN puede solicitar informes posteriores más detallados sobre cualquier suceso clasificado bajo el título de otros sucesos notificables. Esto tiene lugar porque en las notificaciones llevadas a cabo en períodos de 1 o 24 horas indiferentemente, se prima la rapidez de la misma a los detalles de su contenido. De este modo, la ampliación de la información deberá remitirse en un plazo inferior a 30 días y el contenido mínimo debe ser el enunciado a continuación:

- Identificación del suceso.
- Estado inicial de la planta.
- Descripción codificada del suceso.
- Efectos del suceso.
- Descripción del suceso y anomalías.
- Descripción codificada de anomalías.

La notificación se hará ajustándose a estas cuestiones y en la medida de lo posible según una determinada pauta (Anexo A.1) conocida por el titular de la central. Además, para cualquier posterior extensión de los detalles relacionados con alguno de estos sucesos también se seguirá este formato.

Asimismo, tanto si se trata de una notificación de período 30 días o una ampliación de lo ocurrido, el responsable de cumplimentar dichos informes será el Jefe de Operación y en su ausencia el Jefe de Turno. Éste también será quien se encargará de distribuir la información a los organismos que, además del CSN, tienen que ser conocedores de cualquier situación anormal ocurrida en la central.



5.5 Análisis de datos

Una vez se ha conocido el modus operandi de una central nuclear en el caso de tener que notificar un suceso, se continua con la representación gráfica a diferentes niveles de los sucesos notificados para los últimos años.

De este modo, seguidamente se muestra la evolución y composición de los mismos, primero a nivel nacional y después más detalladamente para las centrales nucleares catalanes, en el plazo comprendido entre 1997 y 2004 ([3] y [4]).

5.5.1 España

La evolución de los sucesos notificables para el caso de España en el período mencionado es la siguiente:

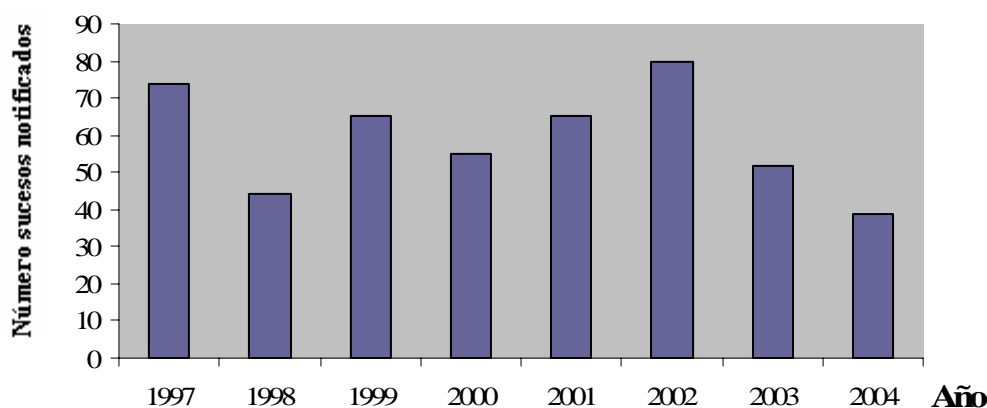


Figura 5.4 Evolución de los sucesos notificables. España (1997-2004)

Como puede observarse, no existe ninguna tendencia en cuanto a la evolución de los sucesos ocurridos desde 1997. No obstante, es preciso destacar el 2002 como el año con mayor número de sucesos acontecidos (80) frente al último año (2004) con el valor más bajo de sucesos notificables (39).

Asimismo, es posible establecer una diferenciación del total de los sucesos según haya sido la causa de notificación [2]. De esta forma, teniendo en cuenta las 23 posibles causas establecidas en la normativa, a continuación se representa la correspondencia entre la notación color y causa utilizada en los correspondientes gráficos.



- 1 Iniciación automática y requerida del sistema de refrigeración del núcleo
- 2 Suceso en evolución que pueda afectar a las barreras
- 3 Respuesta inesperada de la central
- 4 Degradación de una función de seguridad en operación o parada
- 5 Suceso interno control no garantizado y aun no afecta a los sistemas de seguridad
- 6 Fenómeno natural o externo con amenaza a la seguridad
- 7 Amenaza de sabotaje
- 8 Desaparición de material radiactivo
- 9 Pérdida significativa de comunicación con el exterior
- 10 Parada o reducción de potencia de la central
- 11 Actuación no programada sistema de disparo del reactor
- 12 Suceso que requiera el desarrollo de procedimientos especiales
- 13 Liberación no programada o incontrolada de material radiactivo
- 14 Contaminación o irradiación de personas por encima del límite
- 15 Incumplimiento Condición Límite o requisito vigilancia ETF's
- 16 Superación valor de una variable condición límite operación
- 17 Deficiencias en método de diseño
- 18 Deficiencias en la actuación del personal de la planta
- 19 Actuación automática o manual de los sistemas de seguridad
- 20 Suceso/Condición interna que suponga impacto a la seguridad
- 21 Fenómeno natural/externo suponga impacto a la seguridad
- 22 Otro suceso de importancia para la seguridad
- 23 Otros sucesos con repercusiones públicas significativas

Figura 5.5 Codificación de las causas de notificación según Guía 1.6

De esta forma, para el caso concreto de España, la composición de los sucesos según causa de notificación es la siguiente:

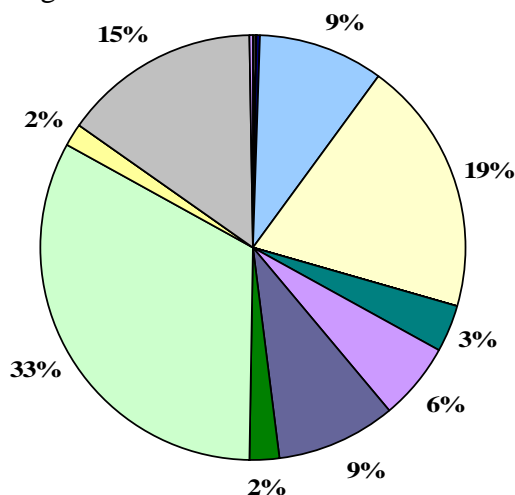


Figura 5.6 Sucesos notificables según criterio de notificación. España (1997-2004)



De la figura anterior puede deducirse que la causa principal de notificación es cualquier suceso que requiera de la actuación manual o automática de los sistemas de seguridad (33%). Seguidamente se encuentran aquellos que requieren de la actuación no programada, sistema de disparo del reactor (19%) o también otros sucesos de cierta importancia para la seguridad (15%), no categorizables por el resto de códigos estipulados. De la misma manera, es necesario señalar que la composición del gráfico queda lejos de estar formada por los 23 motivos existentes puesto que algunos de ellos nunca han sido la causa por la que se ha informado un suceso.

Asimismo, una representación más detallada sobre la Figura 5.4 puede ser la siguiente, en la cual se ha distinguido para cada año el total de paradas programadas y no programadas ocurridas en las centrales nucleares españolas. De este modo, se pretende estudiar una posible relación entre cualquier número de sucesos y el tipo de parada, puesto que cada una de éstas da lugar a la correspondiente notificación.

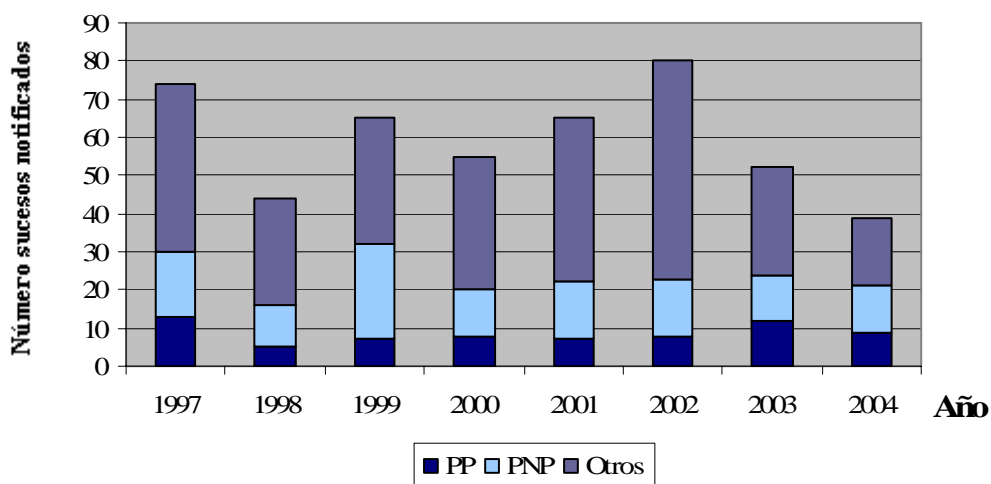


Figura 5.7 Evolución de los sucesos notificables según paradas. España (1997-2004)

Como se puede comprobar, las paradas, independientemente de su naturaleza, no son la principal causa de notificación por parte de las centrales sino que existen otra serie de hechos desconocidos como primeros responsables de las mismas.

Del mismo modo, en la siguiente representación se ilustra el peso de las paradas programadas y no programadas frente a un grupo de causa desconocida de sucesos notificables.



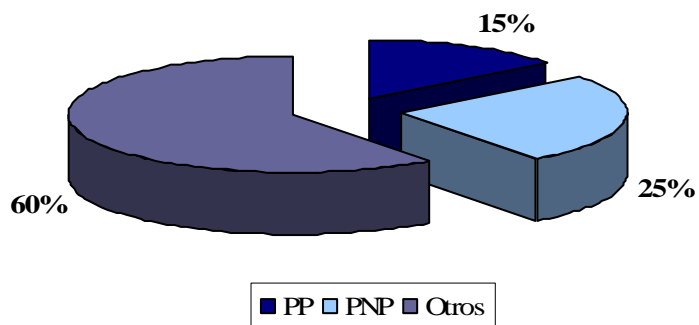


Figura 5.8 Proporción de las paradas como causa de notificación. España (1997-2004)

Como se ha comentado anteriormente, las paradas programadas y no programadas efectuadas por las centrales españolas en la totalidad del período de estudio, representan alrededor de un 40% en cuanto a motivo de notificación, siendo las no programadas aproximadamente un 25%.

5.5.2 Ascó I

Para la central nuclear de Ascó I, el número de los sucesos notificables que han tenido lugar en las instalaciones de la misma durante el período de estudio (1997- 2004) se representan en la siguiente ilustración.

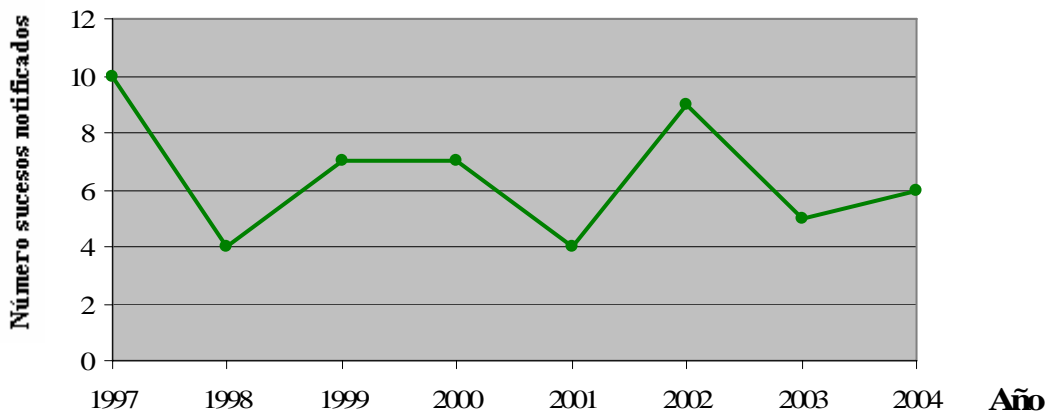


Figura 5.9 Evolución sucesos notificables. Ascó I (1997-2004)

El primer año representado (1997) registra el mayor número de sucesos (10). En cambio, años comprendidos entre éste y el 2004 se caracterizan por sólo 4 sucesos notificables (1998 y 2001).



De la misma manera, se pueden representar las diferentes causas enunciadas por el CSN para estudiar la procedencia de los sucesos notificados entre el 1997 y el 2004, como se observa a continuación:

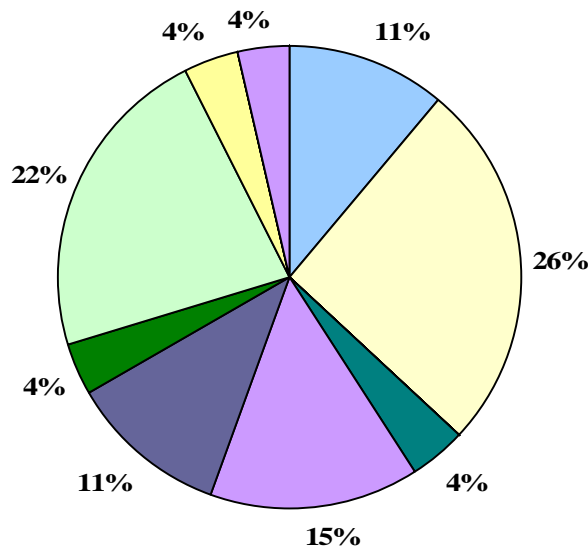


Figura 5.10 Sucesos notificables según criterio de notificación. Ascó I (1997-2004)

En este caso, con la ayuda de la leyenda mostrada en la Figura 5.5, se deduce que la principal causa de notificación en el período de estudio es, en un 26%, la actuación no programada del sistema de disparo del reactor seguido de un 22% de la primera causa de la totalidad de sucesos de España, es decir, la actuación manual o automática de los sistemas de seguridad.

A continuación se representan los mismos sucesos según sea el motivo por los que se han llevado a cabo una parada programada o no programada o cualquier otro hecho.

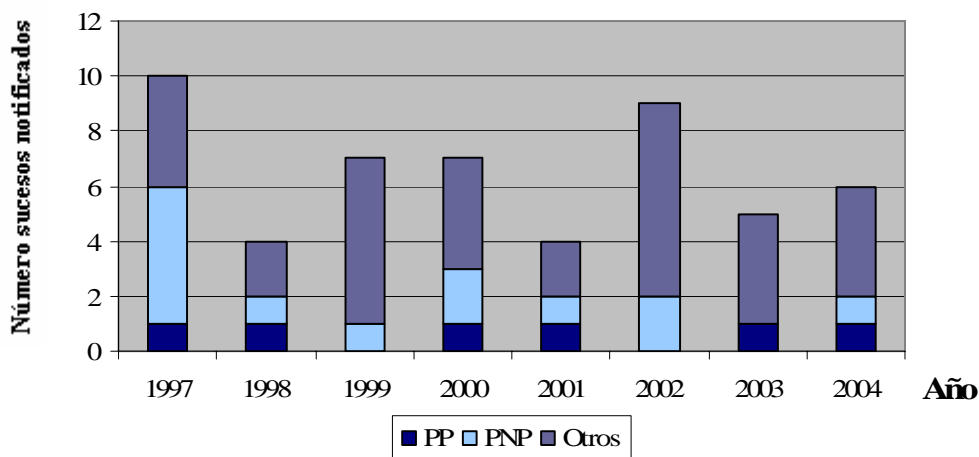


Figura 5.11 Evolución sucesos notificables según paradas. Ascó I (1997-2004)



Como se puede constatar, es insignificante la influencia de las paradas programadas en la totalidad de los sucesos notificables ya que en ciertos años no ha habido ninguna de éstas (1999 y 2002) cuando se han registrado un importante número de sucesos notificables (7 y 9 respectivamente) mientras que en los años con menor número de sucesos notificables (1998 y 2001) ha tenido lugar una parada programada para cada uno de ellos.

Respecto a las paradas no programadas citar explícitamente el 1997, año en que se registró el mayor número de sucesos notificables (11) y de paradas no programadas (5). Para el resto de los años la relación no queda completamente definida.

Para poder observar el peso de las paradas, se expone la siguiente representación:

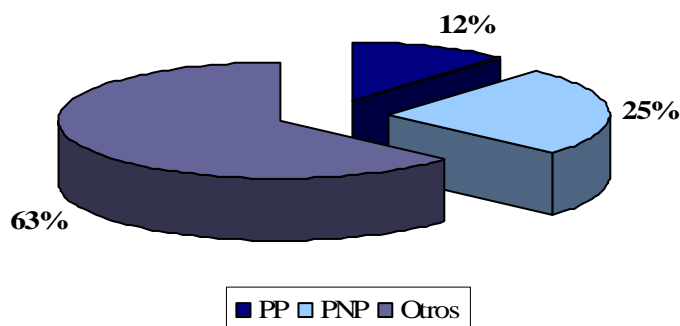


Figura 5.12 Proporción de las paradas como causa de notificación. Ascó I (1997-2004)

De esta manera se puede observar la gran similitud de esta figura con la análoga para el caso de España, puesto que de nuevo alrededor de un 60% está compuesto por causas desconocidas que dan lugar a la notificación de un suceso y un 25% por paradas no programadas.

5.5.3 Ascó II

Una vez se ha visto con detalle la evolución de los sucesos notificables en Ascó I, a continuación se analiza de manera similar los datos referentes a las instalaciones de Ascó II, como se muestra seguidamente.



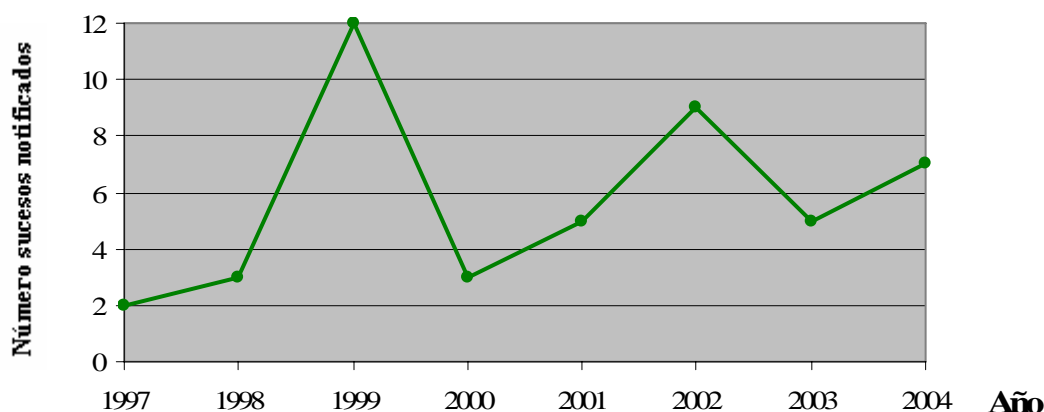


Figura 5.13 Evolución de los sucesos notificables. Ascó II (1997-2004)

Contrariamente a lo que se observa para el otro reactor de la misma central, el valor más elevado de sucesos notificables se da aproximadamente en la mitad del período de estudio (1999, 12 sucesos notificables). También es preciso notar que la cifra más baja es de 2 sucesos correspondientes al año 1997.

Análogamente a Ascó I, en la siguiente ilustración se muestran las diferentes causas de notificación en el período de análisis.

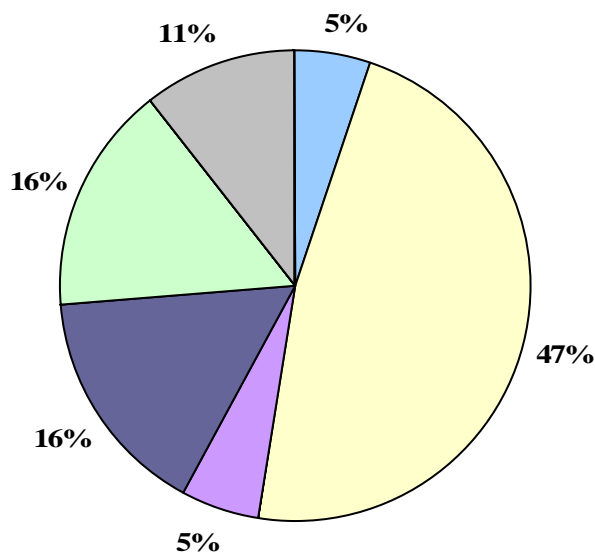


Figura 5.14 Sucesos notificables según criterio de notificación. Ascó II (1997-2004)

A diferencia de los gráficos equivalentes para los casos precedentes, existe un motivo que resalta considerablemente respecto al resto que, aproximadamente, representa la mitad de las notificaciones. Éste, según la Figura 5.5, es la actuación no programada del sistema de disparo



del reactor (47%). Respecto a las otras causas, la proporción se reparte entre varias sin destacar ninguna. No obstante, es necesario constatar la inexistencia de muchas de las causas tipificadas como motivo de notificación.

Del mismo modo, se puede mostrar la Figura 5.13 a partir de las paradas ocurridas en la central para cada año de estudio.

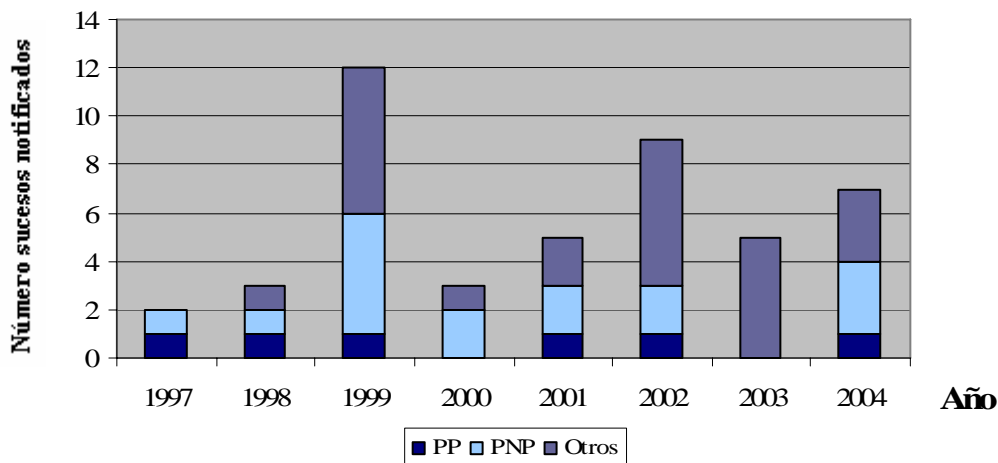


Figura 5.15 Evolución sucesos notificables según paradas. Ascó II (1997-2004)

Las paradas programadas no muestran una relación directa con el número de sucesos notificables mientras que las paradas no programadas son más elevadas en los mismos años en que los sucesos también lo son. Así, destacar el año 1999, cuando se registraron el mayor número de sucesos, 12, y el valor más alto de paradas no programadas para dicho reactor (5).

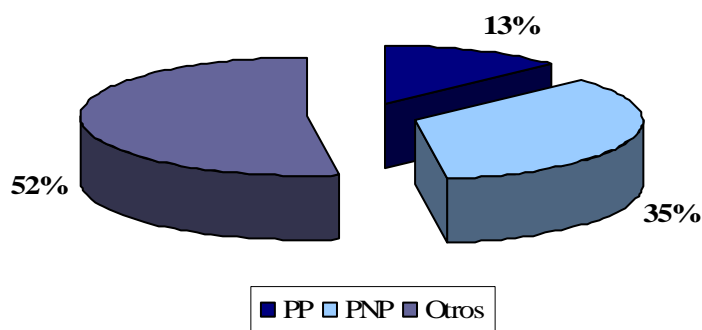


Figura 5.16 Proporción de las paradas como causa de notificación. Ascó II (1997-2004)

Como se ha citado, las paradas no programadas como causa de notificación han aumentado y juntamente con las paradas programadas se sitúan entorno un 50%. De nuevo una serie de causas no conocidas conllevan el mayor número de notificaciones al CSN (52%).



5.5.4 Vandellós II

Una vez se han estudiado los casos particulares correspondientes a los reactores de la planta de Ascó, es interesante completar el estudio con los parámetros de la explotación de Vandellós II. De esta manera, como en los casos anteriores, se procede a representar el comportamiento de sucesos notificados al CSN desde 1997.

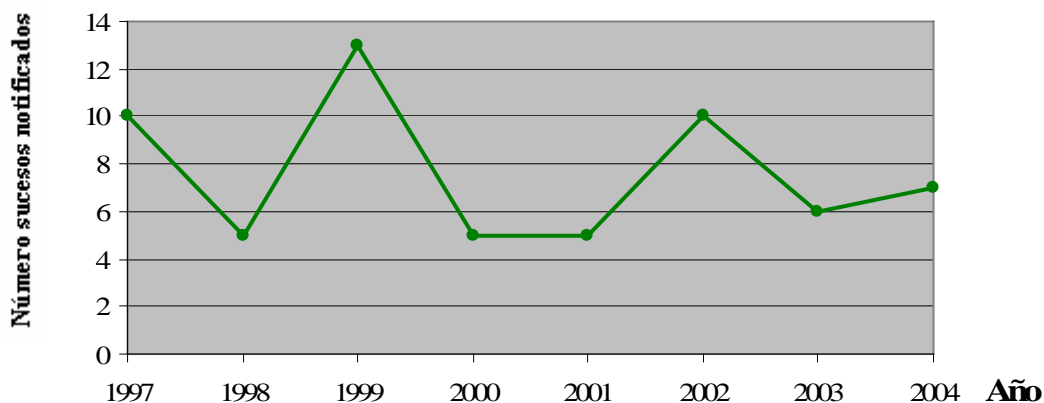


Figura 5.17 Evolución de los sucesos notificables. Vandellós II (1997-2004)

Como se puede observar en la figura, el número de notificaciones durante el período de estudio se caracteriza por la existencia de tres picos y más concretamente por uno en el año 1999, en el cual se registraron 13 sucesos. En cambio, son varios los años en los que se produjeron el mínimo número de sucesos (5).

A continuación se representan las posibles causas de notificación de dichos sucesos para el mismo período de estudio, detalladas en la leyenda mostrada en la Figura 5.5.

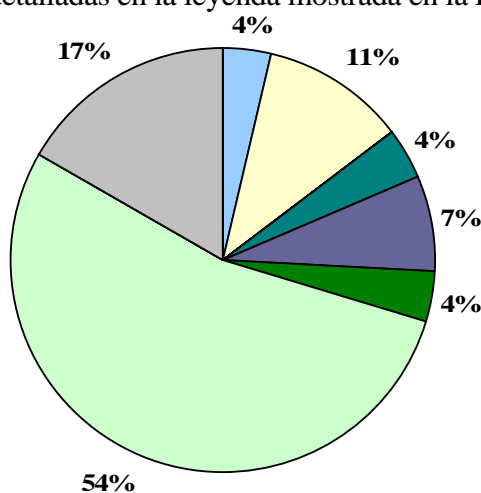


Figura 5.18 Sucesos notificables según criterio de notificación. Vandellós II (1997-2004)



Para el caso de Vandellós II se destaca la actuación manual o automática de los sistemas de seguridad con un 54% respecto al resto de causas posibles de notificación. De este modo, coincide con el principal motivo de notificación para la totalidad de sucesos registrados en España.

De manera similar es posible estudiar para cada año la composición de los sucesos notificados desde dos vertientes diferentes. La primera de ellas es, como se ha realizado en apartados anteriores, la diferenciación de los sucesos según sean notificados por paradas programadas o no programadas. El segundo camino es ampliar esta información con las causas por las que ocurren dichas paradas o bien de forma más general las causas por las que ha tenido lugar el suceso.

De este modo, se procede a analizar el número de sucesos según su relación con las paradas de la planta, como se muestra a continuación:

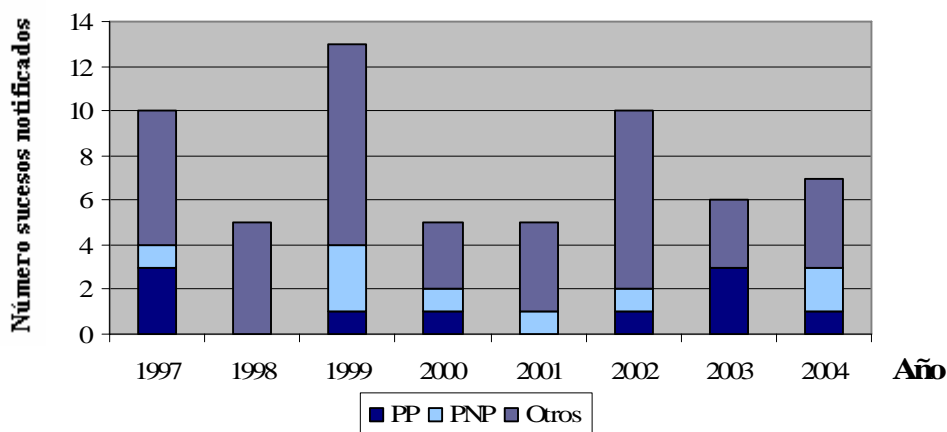


Figura 5.19 Evolución sucesos notificables según paradas. Vandellós II (1997-2004)

Primeramente señalar de nuevo la posible inexistencia de una relación entre las paradas programadas efectuadas en la central y la notificación de sucesos por parte de la misma. No obstante, resaltar el año 1998 en el cual no hubo ningún tipo de parada y a la vez se contabilizaron pocos sucesos (4). En cambio el año siguiente, el 1999, fue el año con mayor número de paradas no programadas (3) y también de sucesos notificables (13).

De manera similar, la siguiente figura recoge la totalidad de sucesos notificados según las paradas programadas como las no programadas.



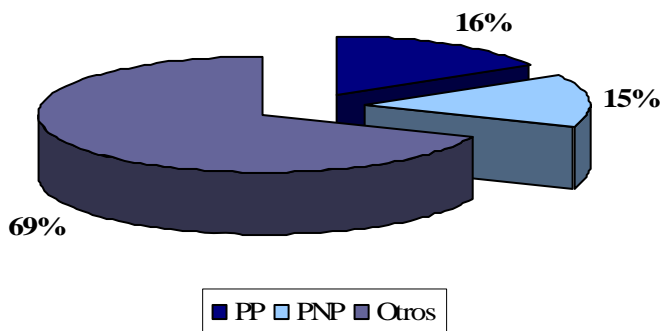


Figura 5.20 Proporción de las paradas como causa de notificación. Vandellós II (1997-2004)

Como se puede observar, las paradas programadas y las no programadas son causa en la misma proporción de la notificación de sucesos. Sin embargo, respecto al total, su importancia ha disminuido si se trata de comparar esta representación con la equivalente para España o para el resto de instalaciones nucleares catalanas (en este caso sobrepasan ligeramente el 30%).

A continuación se ilustran las principales causas de las paradas no programadas.

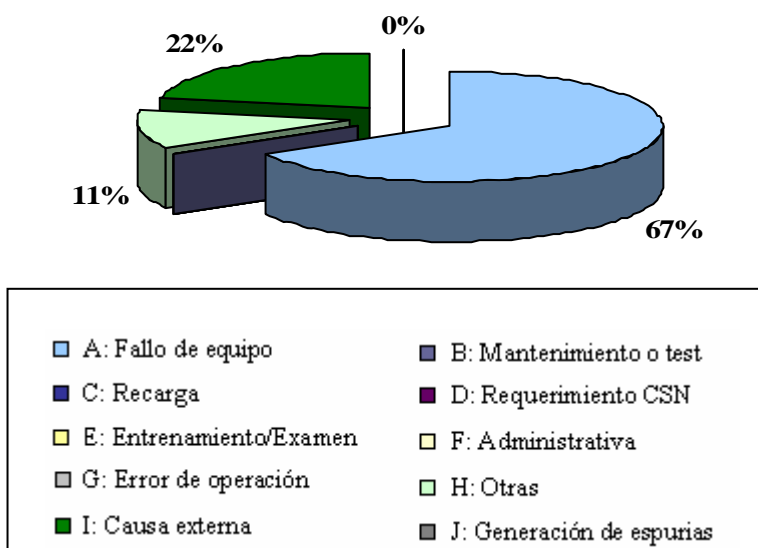


Figura 5.21 Causa de las Paradas No Programadas. Vandellós II (1997-2004)

Como se deduce de la figura, la principal causa que ha conducido a una parada no programada de la central de Vandellós II durante los años de estudio es un fallo del equipo (67%). Menos importantes son las paradas derivadas de causas externas (22%) o por la generación de espurias (11%).



De la misma manera, para las paradas programadas es la representación es la que se muestra seguidamente:

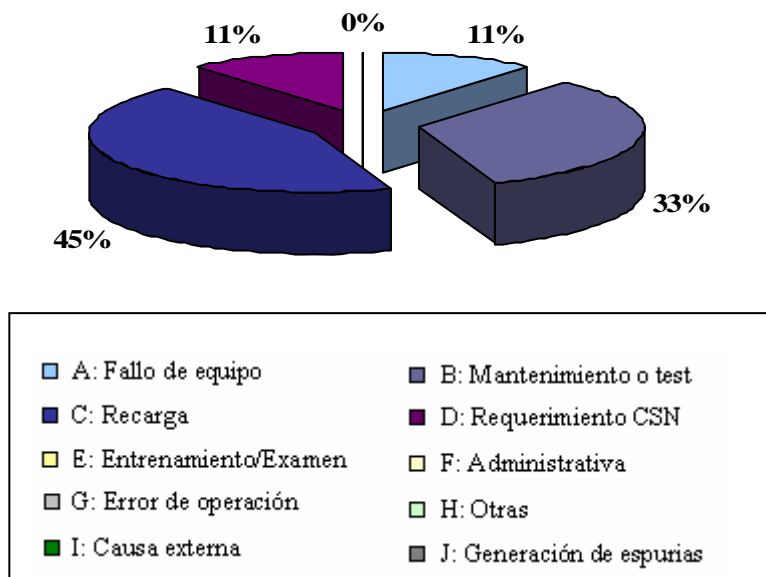
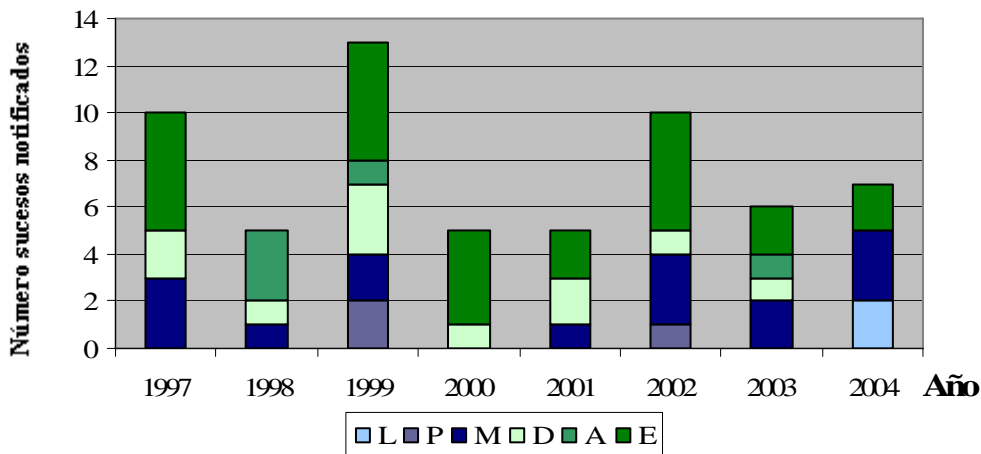


Figura 5.22 Causa de las Paradas Programadas. Vandellós II (1997-2004)

A diferencia del caso anterior y como cabe esperar, el motivo principal por el cual se efectúa una parada programada en la central es la recarga (45%) seguido por la necesidad de hacer un mantenimiento o pruebas en las mismas instalaciones (33%). Asimismo, las paradas programadas también fueron consecuencias de fallos de equipo o requerimientos por parte del CSN (11%).

Conocida detalladamente la evolución de los sucesos diferenciados por las posibles paradas que les hacen notificables y las causas de éstas, resulta interesante conocer el porque han tenido lugar los sucesos notificables, sin entrar en la puntualización del parámetro parada.



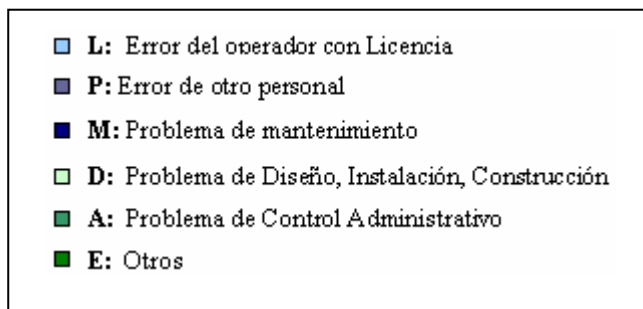


Figura 5.23 Sucesos notificables según causa. Vandellós II (1997-2004)

Como puede observarse, pese a existir para cada año de estudio un considerable número de sucesos con causa no conocida, la presencia de sucesos sucedidos por problemas de mantenimiento o derivados del diseño, instalación y construcción de la planta, es significativa.

A la vez, destacar el año 1999 por su variedad de causas y el 2004 por ser el único caracterizado por un error de un operador con licencia. Del mismo modo, para la totalidad de los sucesos ocurridos entre 1997 y 2004, la representación de las causas es la siguiente figura:

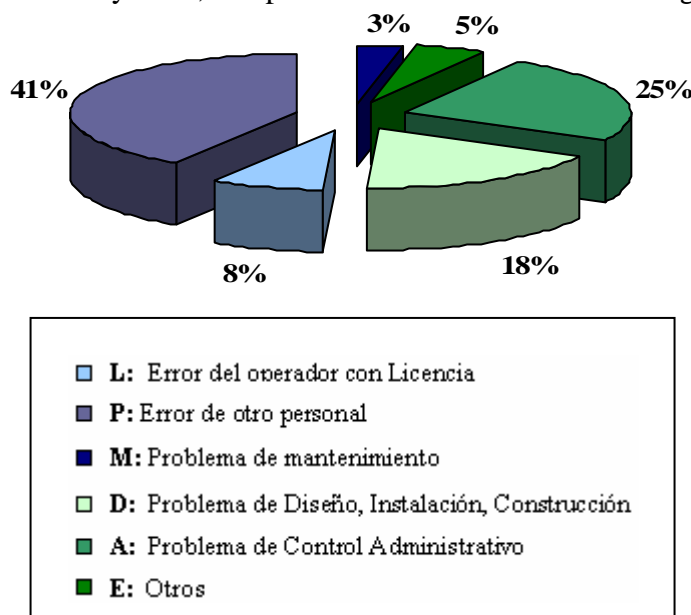


Figura 5.24 Proporción sucesos notificables según causa. Vandellós II (1997-2004)

Como se deduce, un gran número de causas (41%) no se pueden clasificar según los códigos propuestos para dicha categorización. No obstante, para el resto, y como se anticipaba, un 25 % de los sucesos notificables resultan de problemas de mantenimiento seguidos de un 18% por problemas de diseño y construcción.



6 CLASIFICACIÓN DE SUCESOS

6.1 Introducción

Dentro del alcance de este estudio, el proceso de clasificación de los sucesos notificables representa el punto final por parte del CSN en el tratamiento de los mismos. Así, como se puede apreciar en la Figura 6.1, acontecido cualquier suceso en una central nuclear y notificado por el titular de la misma al CSN, es responsabilidad de este organismo de informar sobre lo ocurrido de una manera rápida y coherente al público.

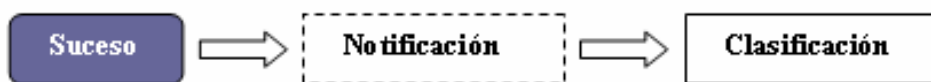


Figura 6.1 Proceso de tratamiento de un suceso

Para ello se ha establecido un procedimiento relativamente objetivo que permite catalogar los sucesos ocurridos de una manera homogénea. Con esto se consigue fijar la importancia de dichos sucesos según la gravedad de los mismos mediante su posición en la llamada Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES, International Nuclear Event Scale).

De este modo, enunciada la herramienta de trabajo para la clasificación de los sucesos notificables, los puntos que se exponen seguidamente se ciñen al estudio de los principales aspectos de la misma tales como sus inicios, su alcance y una descripción general sobre su uso. Además, de forma más extensa se explica el procedimiento de clasificación [5].

6.2 Antecedentes

La Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES) fue diseñada hacia 1989 por un grupo de expertos internacionales reunidos conjuntamente por el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) y la Agencia para la Energía Nuclear (AEN) supeditada a la Organización de Cooperación y Desarrollo Económicos (OCDE).



Inicialmente la Escala se sometió a un período de prueba a nivel mundial como objeto para la clasificación de sucesos ocurridos en las centrales nucleares. Asimismo, a partir de las experiencias resultantes del uso de técnicas similares en otros países como Japón o Francia, en 1992, la escala se perfeccionó. Además, se amplió su alcance extendiéndose y adaptándose para ser aplicable a todas las instalaciones nucleares y a cualquier suceso relacionado con el transporte de material radiactivo.

En la actualidad opera en 60 países de todo el mundo y concretamente en España su uso oficial data de octubre de 1990.

6.3 Alcance

Como se ha comentado, la categorización de los sucesos nucleares definida por la escala es aplicable a cualquier hecho asociado con material radiactivo o radiación y a cualquier suceso que ocurra durante el transporte de material radiactivo. No obstante, la escala no contempla la clasificación de accidentes industriales u otros sucesos no relacionados directamente con las operaciones nucleares o radiológicas.

De este modo, dado que el proyecto sólo contempla la notificación de sucesos aplicado a las centrales nucleares catalanas, se restringirá el ámbito de estudio a éstas, excluyéndose de esta forma cualquier suceso no relacionado directamente con la explotación de las mismas.

6.4 Descripción general

La Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES) se compone de siete niveles para la clasificación de los sucesos notificables.

Como puede observarse a través de la Figura 6.2, dichos escalones se distinguen en un primer término entre accidentes (niveles 4 a 7), incidentes (1 a 3) o desviaciones (nivel 0), según sea el alcance de su impacto. Al mismo tiempo, como se irá comentando, cada uno de estos niveles recibe su propia denominación, siendo los inferiores a nivel 0 denominados como "fuera de escala".



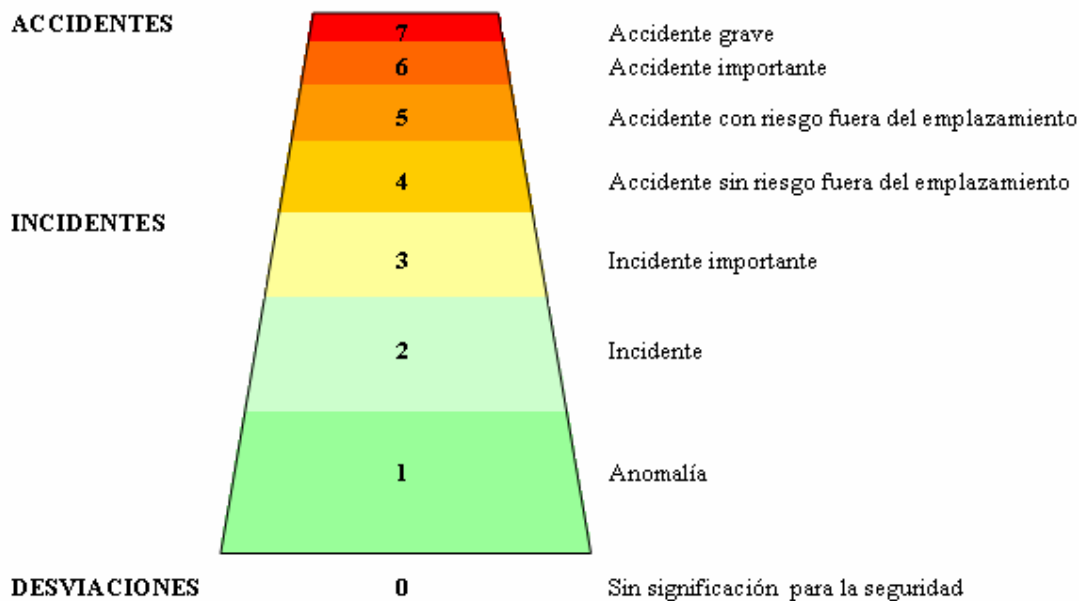


Figura 6.2 Estructura básica INES

De esta manera, el criterio usado para la clasificación de los sucesos es función de tres diferentes áreas de impacto: impacto fuera del emplazamiento, impacto en el emplazamiento e impacto en la defensa de profundidad, como puede observarse en la representación siguiente:

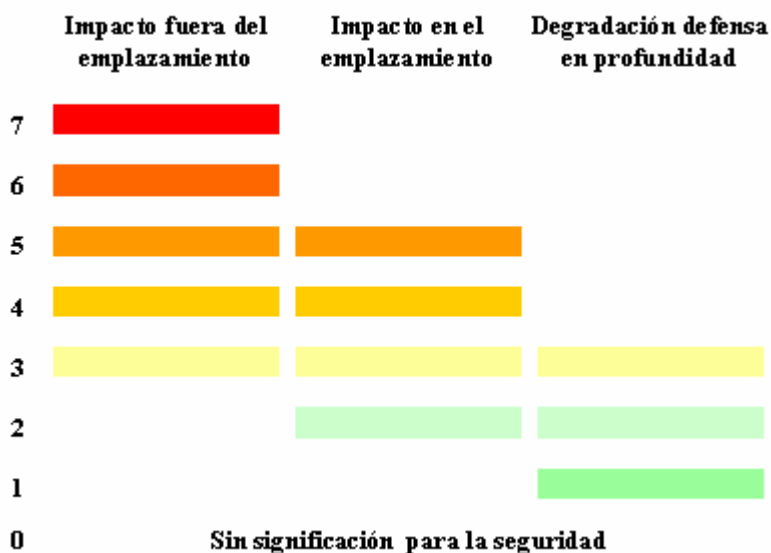


Figura 6.3 Estructura INES según impacto del suceso



Seguidamente se completa la información facilitada por la Figura 6.3 con una serie de explicaciones referentes a las principales características de los diferentes niveles incluidos en cada uno de los ámbitos de estudio.

- Impacto fuera del emplazamiento.

Una de las áreas de impacto consideradas en la definición de la escala es el impacto fuera del emplazamiento. Éste, representado en la primera columna de la Figura 6.2, es aplicable a aquellos sucesos que tienen como resultado liberaciones de radiactividad fuera de las instalaciones. Por este motivo principalmente, dicho impacto conlleva asociado una gran preocupación por parte del público. Asimismo, y como se observa a continuación, incluye desde el nivel calificativo más alto posible, el 7, hasta el nivel 3.

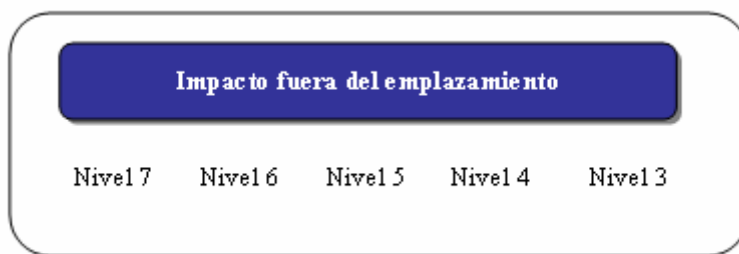


Figura 6.4 Niveles contenidos en el impacto fuera del emplazamiento

- Impacto en el emplazamiento.

El segundo criterio engloba los sucesos con una repercusión radiológica dentro del emplazamiento. En este caso, como muestra la Figura 6.5, se consideran dentro de este grupo los calificados entre los niveles 5, que representa una situación en la que se produce daño al núcleo del reactor o barreras radiológicas, hasta el nivel 2, que corresponde a una posible contaminación o sobreexposición de un trabajador.

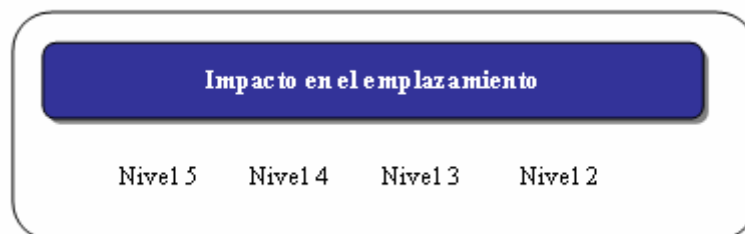


Figura 6.5 Niveles contenidos en el impacto en el emplazamiento



- Impacto sobre la defensa en profundidad.

La última área de impacto resulta ser la degradación de la defensa en profundidad que proporcionan los sistemas de seguridad de la central.

De la misma manera que los anteriores grupos, éste viene representado por la tercera columna del esquema general de la escala, Figura 6.2. Además, permite clasificar los sucesos desde el nivel 3 hasta el nivel 1, como se muestra a continuación:

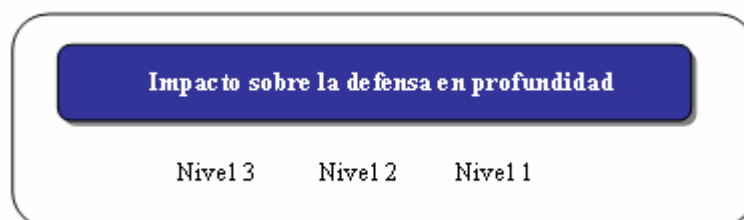


Figura 6.6 Niveles contenidos en el impacto sobre la defensa en profundidad

Asimismo, a continuación se describe cada uno de los niveles, Figura 6.1, a partir de las consecuencias directas de los sucesos que recogen:

- Nivel 7: Accidente grave.

El máximo nivel perteneciente a impacto fuera del emplazamiento engloba aquellos sucesos que suponen una liberación al exterior de una gran parte del material radiactivo de una instalación de dimensiones considerables. Consecuentemente, se produciría una mezcla de productos de fisión radiactivos de corta y larga vida (en cantidades radiológicamente equivalentes a más de decenas de miles de Terabecquerelios de ^{131}I). Además, este hecho daría lugar a efectos graves para la salud en las inmediaciones de las instalaciones y posiblemente acarrearía daños futuros en amplias zonas, no descartándose la afectación a más de un país.

- Nivel 6: Accidente importante.

Como en el caso anterior, el nivel 6 pertenece únicamente a aquellos sucesos con consecuencias fuera del emplazamiento. De este modo, se consideran las liberaciones al exterior de material radiactivo (en cantidades radiológicamente equivalentes de miles a decenas de miles de Terabecquerelios de ^{131}I).



De la misma forma, esta ocurrencia conllevaría consigo la activación total de las drásticas medidas previstas en los planes de emergencia, como el traslado definitivo de la población de las zonas más contaminadas a fin de limitar los efectos graves sobre la salud.

- Nivel 5: Accidente con riesgo fuera del emplazamiento.

Si bien en los grupos anteriores no cabía la duda sobre el alcance del impacto de estos, como puede ratificarse por la Figura 6.3, en este caso un suceso clasificado a nivel 5 de la escala puede tener consecuencias dentro o fuera del emplazamiento.

De esta manera, se considerará que el suceso tiene solamente un impacto delimitado al mismo emplazamiento cuando se producen daños graves en la instalación. Este hecho puede tener lugar por daños graves en el núcleo, un incendio o explosión importantes que liberen grandes cantidades de radiactividad dentro de la planta.

En cuanto a cualquier suceso perteneciente a este nivel con consecuencias para el exterior, se tendrán en cuenta aquellos que produzcan un escape de material radiactivo (en cantidades radiológicamente equivalentes de cientos a miles de Terabecquerelios de ¹³¹I). En este caso, dada la menor gravedad del los sucesos, sólo sería necesario adoptar medidas de protección de la población, como el confinamiento, la profilaxis con yodo estable o la evacuación de corta duración, con el objetivo principalmente de disminuir los efectos para la salud.

A continuación la Figura 6.6 recoge un resumen de la equivalencia entre nivel y cantidad de actividad radiológicamente liberada.

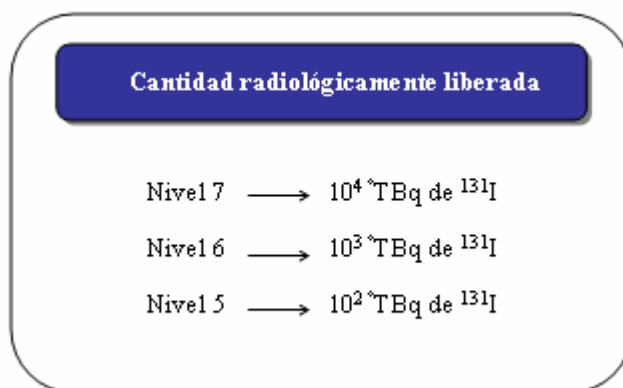


Figura 6.7 Relación entre niveles y actividad liberada



- Nivel 4: Accidente sin riesgo fuera del emplazamiento.

Como en el apartado anterior, el nivel 4 comprende a la vez varios sucesos tipo según sea su área de impacto, es decir, distingue los sucesos según si sus consecuencias se limitan a las instalaciones o se extienden al exterior de las mismas.

De esta manera, si se contemplan los sucesos que desembocan en un escape de pequeñas dimensiones que tenga por resultado la exposición del público a una dosis del orden del límite anual establecido, se estarán tratando aquellos que tienen un impacto fuera del emplazamiento.

En cambio, se clasificarán como nivel 4 pero con impacto dentro del emplazamiento, los sucesos que produzcan daños significativos en las instalaciones que pueden implicar problemas en cuanto a la recuperación en el emplazamiento. Asimismo, habría exposición por parte de los trabajadores que se traduciría en una alta probabilidad de muerte temprana. En este caso no existiría la necesidad de adoptar medida alguna, a excepción de un posible control de alimentos.

- Nivel 3: Incidente importante.

El nivel 3, intervalo de transición entre los términos accidente e incidente, incluye dentro del mismo un suceso tipo para cada una de las columnas constituyentes de la estructura de la escala, Figura 6.3.

De este modo, un suceso de nivel 3 según el criterio de impacto fuera del emplazamiento, supone la liberación al exterior de radiactividad en cantidades tan pequeñas que es posible que no sea necesario ni siquiera tomar las medidas de protección definidas.

En cambio, dentro del emplazamiento los sucesos ocurridos se traducen en dosis recibidas por radiación a los trabajadores suficientes para causar efectos graves para la salud además de una posible dispersión de contaminantes.

Asimismo, el nivel 3 también incluye aquellos sucesos que solamente suponen una degradación de la defensa en profundidad. Estos principalmente serán incidentes en los cuales un fallo posterior de los sistemas de seguridad podría dar lugar a condiciones de accidente o a una situación en que los sistemas de seguridad serían incapaces de impedir un accidente si se produjeran ciertos sucesos iniciadores.



- Nivel 2: Incidente.

En este escalón se distinguen los sucesos que suponen un cierto impacto en el emplazamiento y los que impliquen una degradación de la defensa en profundidad. Por lo tanto, el nivel 2 es el primero de la escala que no tiene en cuenta sucesos con posibilidad de causar efectos fuera de las instalaciones, Figura 6.3.

De esta manera, los incidentes con impacto en el emplazamiento son aquellos que pueden producir una dosis a un trabajador que exceda del límite anual autorizado junto con la presencia de cantidades significativas de radiactividad en zonas de la instalación donde no lo prevea el diseño y, por lo tanto, que requiera de medidas correctoras.

Asimismo, existe una posible degradación de la defensa en profundidad cuando un determinado suceso suponga un fallo significativo de las disposiciones de seguridad pero subsistirá una defensa en profundidad suficiente para hacer frente a fallos adicionales. De esta forma, se pueden incluir sucesos en que los fallos reales se clasificarían a nivel 1 pero que revelen deficiencias significativas adicionales, como se comentará en puntos más avanzados de la memoria.

- Nivel 1: Anomalía.

En este caso, el nivel 1 de la escala contempla los sucesos notificables que únicamente suponen una degradación de la defensa en profundidad. Así, los incidentes de menor importancia, engloban las anomalías que rebasan el límite autorizado pero en las cuales queda una defensa en profundidad significativa.

Este grado representa una separación imaginaria entre los niveles propios de los incidentes y el nivel más bajo posible de la escala, nivel 0.

- Nivel 0: Desviación.

Como se ha explicado anteriormente, existe una serie de sucesos que por su trascendencia no tienen significado alguno para la seguridad. Estos son catalogados como desviaciones y pertenecen al nivel inferior de la escala, el nivel 0.



De este modo, los sucesos incluidos dentro de este grupo son, como el mismo nombre indica, alteraciones que no exceden las condiciones y límites de operación (CLO) y que se gestionan correctamente según los procedimientos correspondientes.

En contraste a la clasificación que se hace de los sucesos notificables por la escala, se destaca la existencia de algunos de estos hechos que por su mínima o inexistente relación con la seguridad no se consideran en los niveles descritos sino que se excluyen y a la vez se denominan como "fuera de escala".

No obstante, a pesar de la dependencia descrita entre las áreas de impacto y los niveles, pueden existir una serie de dudas respecto al uso de la escala en cuanto a condiciones generales o bien en relación al mismo procedimiento de aplicación. Por este motivo, a continuación se detallan ambos aspectos para facilitar el entendimiento del proceso de clasificación por INES.

6.5 Uso de la escala

En puntos anteriores del estudio se ha comentado el ámbito internacional de aplicación de la escala. No obstante, los criterios de seguridad nuclear y terminología de los países donde se hace uso de ésta pueden variar levemente (en la confección de la escala se tuvo en cuenta este hecho aunque es inevitable que cada país haga su propio uso de ésta). Por lo tanto, no será apropiado utilizar la escala para comparar la significación en seguridad de un determinado suceso entre países.

Asimismo, la escala es sólo una herramienta puramente informativa por lo que no sustituye a los criterios de análisis técnico y notificación de sucesos ya adoptados tanto a nivel nacional como internacional. Mismamente su uso es independiente de cualquier acción derivada de la necesidad de aplicación de un plan de emergencia.

Además, si bien la escala es aplicable a todas las instalaciones nucleares, éstas no pueden producir los mismos efectos, limitados por sus propias características físicas. De tal manera, para algunas de estas instalaciones como reactores de investigación, plantas de fabricación de combustible o almacenes de residuos radiactivos, los niveles superiores de la escala no son aplicables. Por este motivo, la clasificación de cualquier suceso ocurrido en determinados tipos



de instalaciones se hará en base a una escala de menor grado, replanteándose entonces el significado del resto de niveles.

También se ha citado el uso inmediato de la escala justo después del conocimiento por parte del CSN de un suceso. Sin embargo, habrá situaciones en que se requerirá de un período de tiempo mayor para la comprensión y valoración del suceso ocurrido. De este modo, en primera instancia se hará una clasificación provisional y en base a posteriores análisis de lo acontecido se confirmará ésta, o en caso de ser necesario, se recalificará el suceso, siempre teniendo en cuenta la gran repercusión de la valoración del suceso por parte de la escala para la población.

De esta manera, para evitar cualquiera de estas ambigüedades y aclarar los criterios aplicados por la escala en su uso, en los puntos siguientes de la memoria se recoge en primer lugar un análisis de la situación en España y a continuación una amplia descripción del procedimiento para la clasificación de sucesos notificables.

6.6 Análisis de datos

Seguidamente se propone a modo de ejemplo estudiar cuantitativamente el número de sucesos notificados al CSN por parte de todas las centrales nucleares españolas y calificados según INES durante el período entre 1997 y 2004 [3].

De este modo, a continuación se muestra gráficamente el desarrollo de estos sucesos notificables diferenciados según nivel adjudicado.

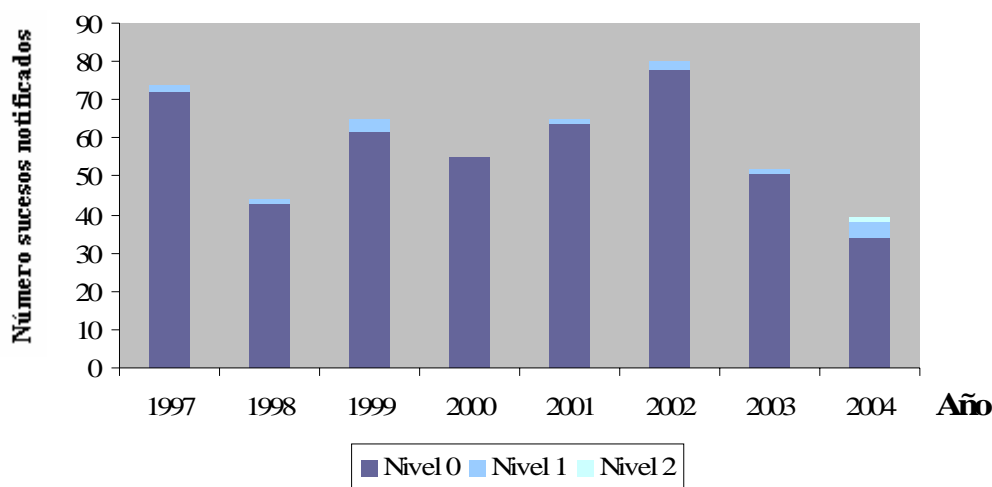


Figura 6.8 Evolución de los sucesos notificables. España (1997-2004)



Como se ha comentado en partes anteriores del estudio, de la representación no se puede apreciar una evolución de los sucesos determinada. No obstante, notar que para el año 2002 en el cual se registró el mayor número de sucesos notificables, 80, sólo un par de estos fueron clasificados dentro del nivel 1. Contrariamente, el último año incluido en el período de estudio, 2004, constó con el menor número de sucesos (39) pero registró 4 sucesos de nivel 1 y el único suceso de nivel 2 acontecido durante el período de análisis (Vandellós II, agosto 2004).

Asimismo, una representación alternativa de la totalidad de los sucesos ocurridos durante este período, manteniendo la diferenciación por calificación, es la que puede observar a continuación:

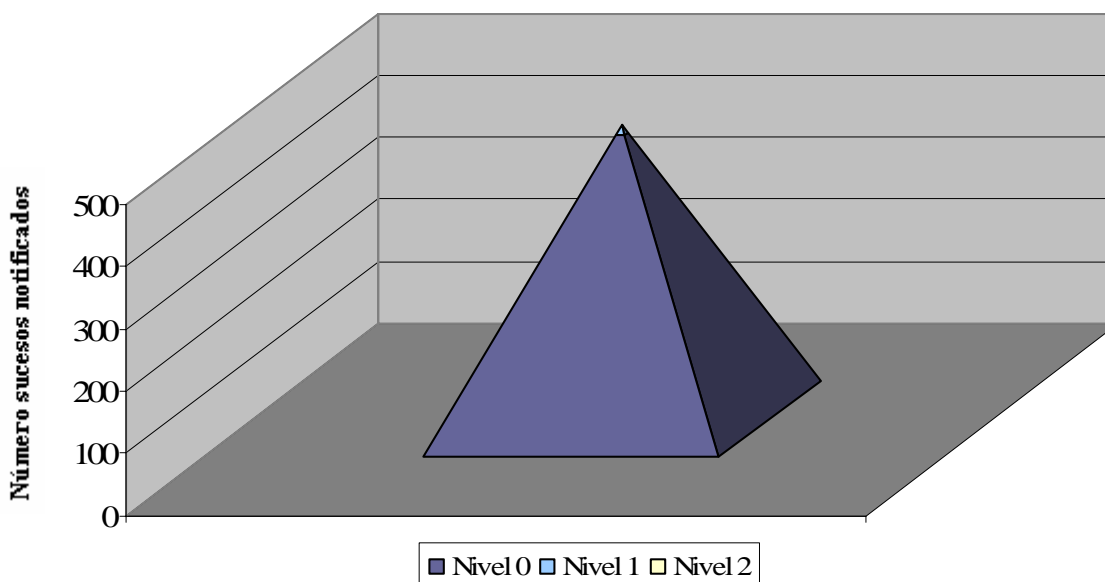


Figura 6.9 Representación piramidal (I) de los sucesos notificables. España (1997-2004)

A partir de la figura, se puede observar la forma piramidal del número de sucesos notificables. Este hecho es debido a que, como se ha visto en puntos anteriores de la memoria, las centrales tienen la obligación de remitir al CSN una serie de información relacionada con el acontecimiento de unos sucesos determinados independientemente de su gravedad. Así, la gran mayoría de estos finalmente no presentan trascendencia para la seguridad y son clasificados según la escala INES a nivel 0, es decir, por debajo de la escala. Concretamente para el período de estudio cifran entorno los 490 sucesos.

En cambio, sólo una mínima parte de los sucesos notificables han sido catalogados a un nivel diferente al 0. De esta manera, pese a representar una pequeña fracción respecto al total, estos tienen una mayor repercusión mediática en la población puesto que según su calificación



son de mayor importancia para la seguridad. Estos corresponden a los puntuados con un nivel 1 (anomalía) o con un nivel 2 (incidente) y se sitúan, para el período considerado, en 13 y 1 sucesos respectivamente. Asimismo, comentar la posible relación logarítmica existente entre frecuencias para estos niveles.

Para poder observar con más detalle la composición de la figura a la que se hace referencia, seguidamente se muestra una ampliación de la misma, Figura 6.9.

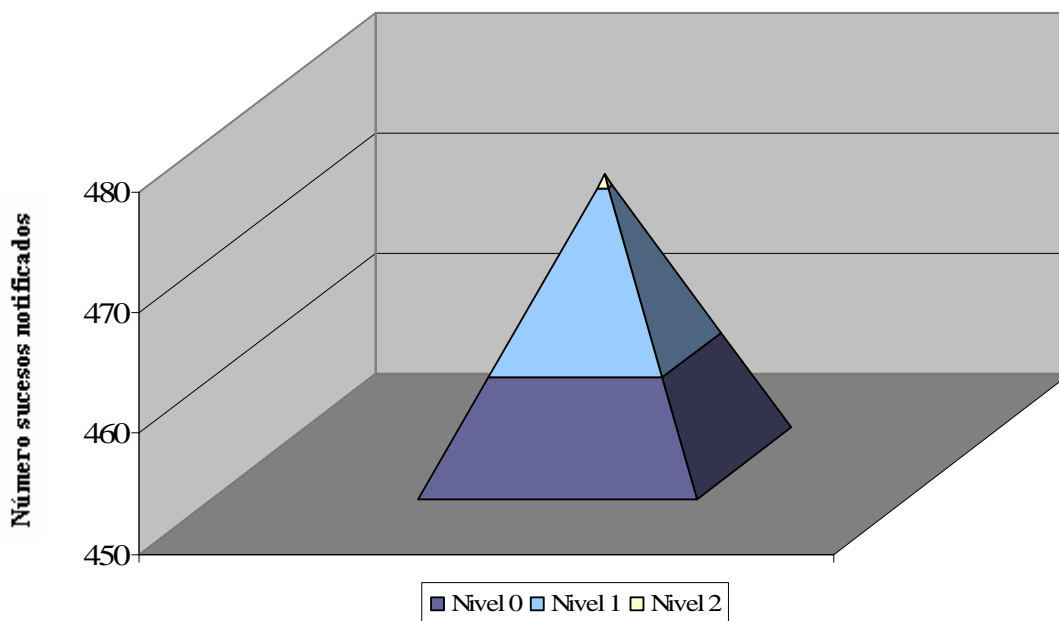


Figura 6.10 Representación piramidal (II) de los sucesos notificables. España (1997-2004)

Como se puede ratificar, en ésta se intuye el único suceso de nivel 2 acontecido en los años de estudio (Vandellós II, agosto 2004).

No obstante, a continuación se muestra una última ampliación de la misma figura para afianzar la correlación entre número de sucesos notificados y calificación de los mismos.



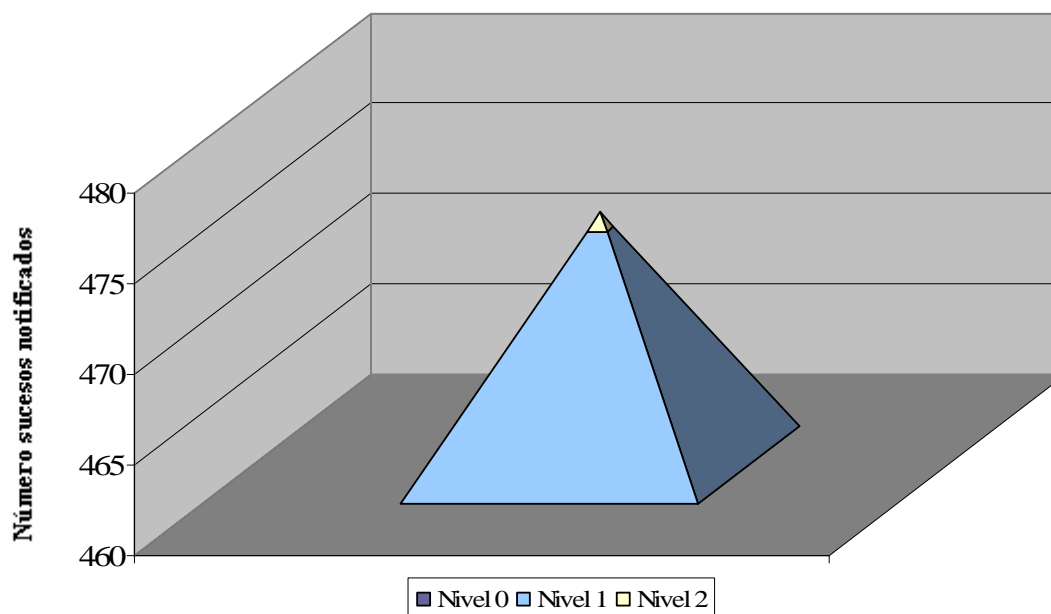


Figura 6.11 Representación piramidal (III) de los sucesos notificables. España (1997-2004)

Es preciso volver a resaltar el elevado número de sucesos notificables calificados a nivel 0, debido principalmente a las normas existentes en cuanto a obligación de notificación de sucesos. En contraposición, destacar el pequeño valor de los sucesos puntuados a niveles superiores pero igualmente bajos de la escala INES.

6.7 Procedimiento de clasificación

Dada la complejidad de los rasgos de las principales características de la escala INES, se requiere de una mayor extensión en cuanto a descripción de la forma de uso para la clasificación de un suceso determinado.

De este modo, en este punto se muestra un esquema general del procedimiento a seguir, Figura 6.12. Como se puede constatar, en primer lugar se cuestiona la aplicabilidad de la escala y seguidamente, en caso de ser positiva dicha respuesta, se hace una distinción en el procedimiento según sea el área de impacto. Asimismo, como se especificará en los puntos correspondientes del estudio, de cada una de estas ramas se obtiene un valor numérico que cuantifica la importancia del suceso y finalmente se determina el máximo de los valores citados.



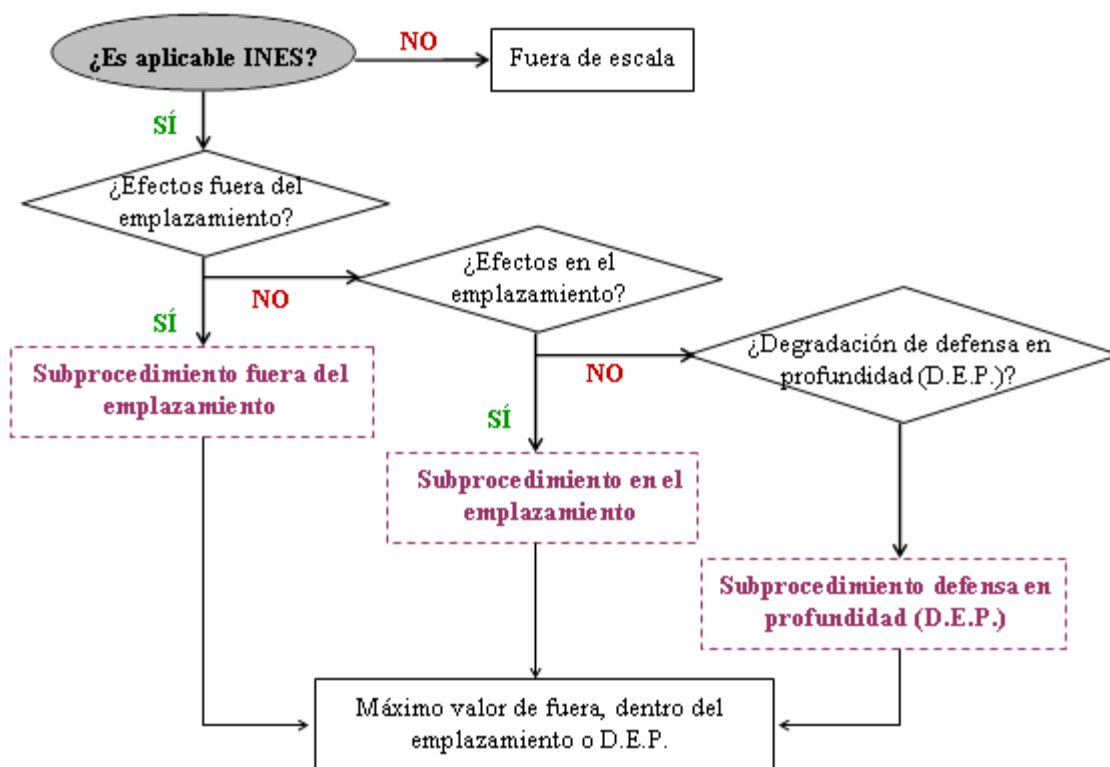


Figura 6.12 Esquema general del procedimiento INES

6.7.1 Impacto fuera del emplazamiento

Para llevar a cabo la clasificación de sucesos por el criterio del impacto fuera del emplazamiento se ha de tener en cuenta el impacto radiológico real fuera de la instalación nuclear.

De este modo, el impacto se puede expresar en términos de cantidad de actividad liberada desde la instalación o de dosis evaluada a miembros del público. Asimismo, en puntos anteriores de la memoria se ha detallado la composición de este grupo (apartado 6.4) de manera que, a continuación, sólo se recordará, visualizará y justificará la misma.

El conjunto en cuestión comprende cinco niveles, que van desde el 7, correspondiente a la liberación de una gran parte del material del núcleo de la central, hasta el 3, en el cual la dosis a un miembro del público se encuentra alrededor de aproximadamente una décima parte del límite anual de la dosis establecida por los reglamentos. Precisamente este umbral anticipa una cierta diferenciación entre los niveles, Figura 6.7.



De esta forma, los niveles 5, 6 y 7 se definen en función de la cantidad de actividad liberada radiológicamente equivalente a un determinado número de Teraquerelios de ^{131}I (expresada en unidades de dosis efectiva, Sv). La razón básica es que para estas grandes liberaciones, la dosis realmente recibida dependerá mucho de las contramedidas aplicadas y aunque generalmente serán pequeñas afectarán a un gran número de personas.

En cambio, para los niveles inferiores, el 3 y el 4, la dosis no será suficientemente alta como para producir efectos extremos en la salud. Así, se tomará como referencia la dosis absorbida por el grupo crítico (expresada en Gy). Igualmente, ambos niveles se caracterizan por una dosis que afecta a un grupo de personas relativamente pequeño.

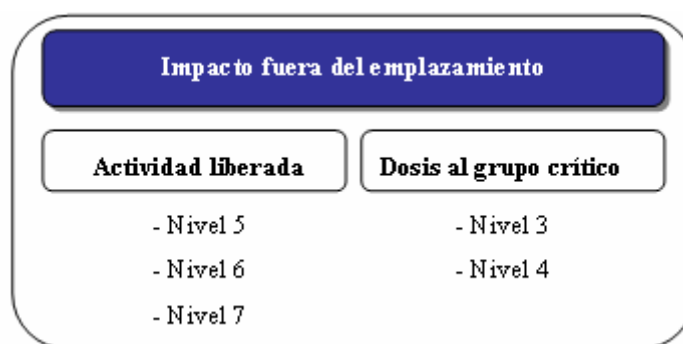


Figura 6.13 Diferenciación de niveles con impacto fuera del emplazamiento

Asimismo, son aplicables para los sucesos con impacto en el exterior, las diferentes consideraciones enumeradas en el punto referente al uso de la escala. Por ejemplo, recordar el carácter acotado de la primera notificación, puesto que en un primer momento resulta difícil determinar con exactitud la magnitud de los hechos ocurridos.

De igual manera que en el caso general, se puede esquematizar el subprocedimiento a seguir cuando existe impacto fuera del emplazamiento. Éste es el que se muestra en la Figura 6.14, como ampliación de la parte correspondiente la Figura 6.13.



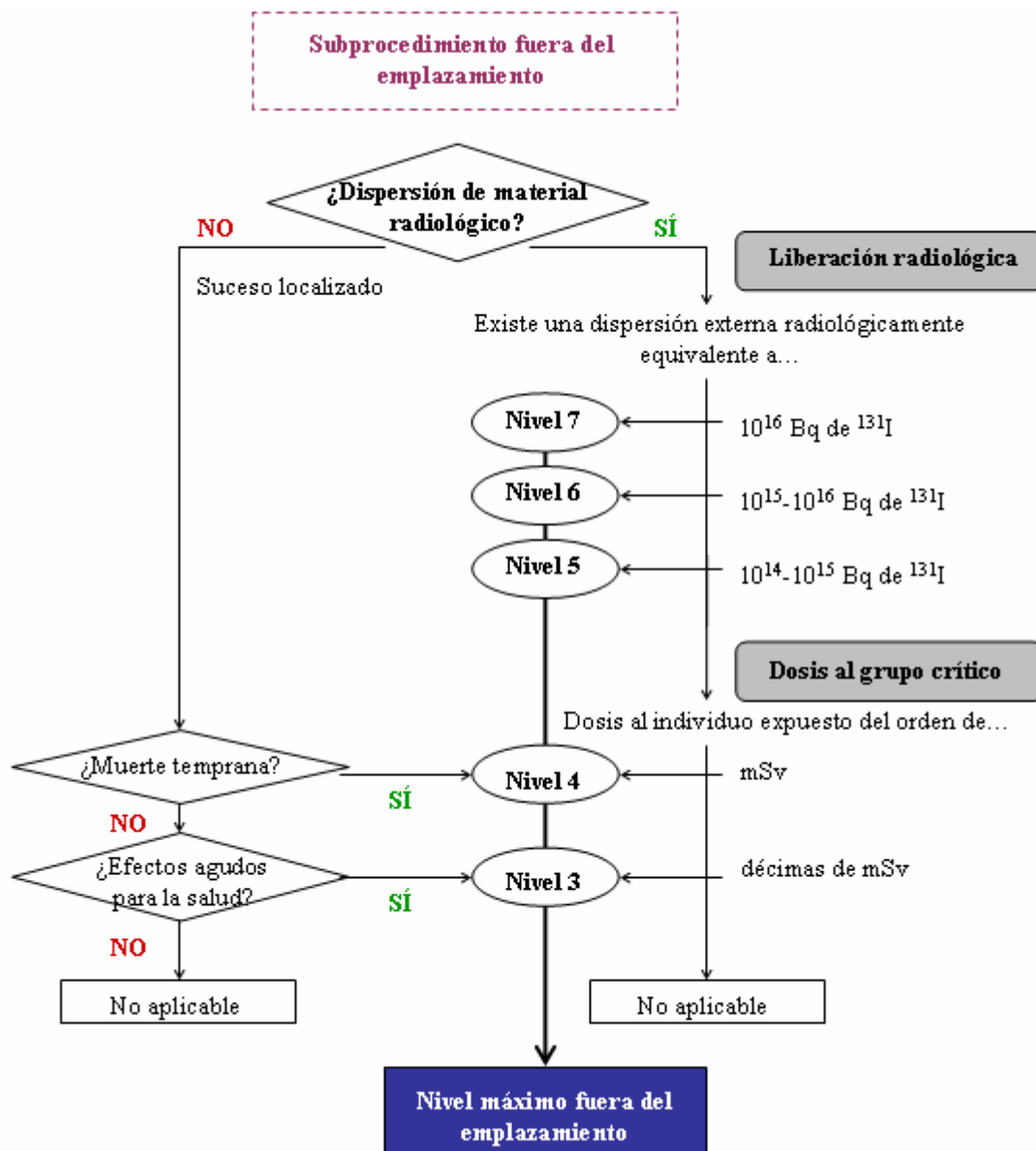


Figura 6.14 Subprocedimiento de clasificación con impacto fuera del emplazamiento

La representación anterior se basa en una serie de cuestiones que, como se irán contestando según lo ocurrido, dan lugar a la calificación del suceso restringida a esta área de impacto. No obstante, señalar que la parte indicada como suceso localizable no se corresponde a posibles sucesos en centrales nucleares así como tampoco será definitivo el valor asociado a lo ocurrido debido a que faltará aún por conocer la calificación atorgada por las otras áreas de impacto.



Como paso previo, es necesario conocer numéricamente las dimensiones de lo sucedido para poder ir completando de esta forma las fases de evaluación. Por lo tanto, en los párrafos siguientes se describirá como conocer el valor de la actividad liberada o las dosis del grupo expuesto según corresponda.

6.7.1.1 Cálculo de la equivalencia radiológica y dosis

Para la clasificación de un suceso notificable por la escala INES con impacto fuera del emplazamiento es necesario conocer la actividad liberada o bien la dosis recibida por el grupo crítico.

De este modo, el punto a desarrollar trata los niveles por separado según el término bajo el cual se adecuen. Estos son los siguientes:

1. Actividad liberada.

Uno de los primeros subgrupos pertenecientes al impacto fuera del emplazamiento se caracteriza por tener conocimiento de la equivalencia radiológica de la actividad liberada.

Así, para los niveles del 5 al 7 es posible establecer numéricamente un factor multiplicativo que cabe aplicar a un determinado radionucleido para obtener una actividad comparable a los valores indicados del ^{131}I .

Igualmente, esto es factible si se considera previamente la no existencia de contaminación a través de los alimentos por la prohibición de estos. De esta forma, las únicas vías de exposición son las que se citan y plasman en la siguiente ilustración, Figura 6.15.



Figura 6.15 Posibles vías de exposición por actividad liberada



- Vía por inhalación.

Se considera la existencia de una dosis externa causada por el paso de la nube de material radiactivo.

- Vía por irradiación externa.

Se tiene en cuenta la actividad liberada por la deposición en el suelo de radionucleidos.

Asimismo para el cálculo exacto de los factores de equivalencia es necesario tener en cuenta una serie de hipótesis que conllevan consigo determinados cálculos para obtener estos valores. Se puede observar en el Anexo B.1 todos los pasos realizados para conseguir finalmente los factores multiplicativos que se muestran seguidamente:

Impacto fuera del emplazamiento			
Nucleido	Factor de multiplicación	Nucleido	Factor de multiplicación
^3H	0,02	^{60}Co	50
^{99}Mo	0,1	^{238}U (F)*	50
^{32}P	0,3	^{235}U (F)*	100
^{132}Te	0,3	^{235}U (M)*	300
^{131}I	1	^{238}U (M)*	300
^{54}Mn	4	^{238}U (S)*	700
^{106}Ru	7	^{235}U (S)*	800
^{90}Sr	10	U_{nat}	800
^{134}Cs	20	^{241}Am	9.000
^{137}Cs	30	^{239}Pu	10.000

*Según tipo de absorción pulmonar: S-lento; M-medio; F-rápido.

Tabla 6.1 Factores para el cálculo de la equivalencia radiológica (fuera del emplazamiento)

De este modo, a partir de los valores recogidos en la Tabla 6.1 se puede calcular la actividad equivalente liberada y compararse a la actividad de ^{131}I especificada por la definición de cada nivel (a partir de esta comparativa se conseguirá clasificar el suceso).

2. Dosis recibida por un grupo.

Opuestamente, para identificar los niveles 3 y 4 no es necesario hallar la actividad liberada sino que por el mismo desarrollo del suceso basta con conocer la dosis recibida por un determinado grupo.



Entre las medidas de protección tomadas para un suceso que pueda ser calificable dentro de este subgrupo, puede que no se haya considerado necesario la prohibición de alimentos de modo que, a diferencia del caso anterior, se tendrán entonces en cuenta más las vías de incorporación posibles.

De esta manera, para el cálculo de la dosis se consideran las vías enumeradas e ilustradas a continuación:



Figura 6.16 Posibles vías de exposición para el cálculo de la dosis a un grupo de población

- Vía por inhalación.

Se considera la existencia de una dosis externa causada por el paso de la nube de material radiactivo.

- Vía por irradiación externa.

Se tiene en cuenta la actividad liberada por la deposición en el suelo de radionucleidos.

- Vía por ingestión.

Se considera ingestión el consumo de cualquier alimento bien sea en estado sólido o líquido que pueda estar contaminado. No obstante, si en el punto precedente ha sido posible calcular la equivalencia radiológica para una serie de isótopos, cuando se tiene en cuenta además la vía de ingestión como posible modo de contaminación, no sucede lo mismo.

Este hecho es debido a que para el cálculo de dicha dosis es necesario considerar, entre otros parámetros, las prácticas agrícolas del lugar. De este modo se habrán de tener en cuenta los análisis realizados a los productos de la zona donde ha tenido lugar el accidente.

Así, como se justifica en el Anexo B.1, no es posible listar una serie de valores a modo análogo al caso precedente, si bien estos dependen de la zona concreta de estudio.



6.7.2 Impacto en el emplazamiento

A diferencia de los sucesos clasificados en el punto anterior, si se atiende al impacto en el emplazamiento, se tiene en cuenta el impacto real en las instalaciones de la central nuclear, independientemente de las posibles liberaciones fuera de las mismas y las implicaciones de la defensa en profundidad.

Además, para ello se consideran principalmente la amplitud de los siguientes hechos:

- Daño radiológico.
- Dispersión de productos radiológicos.
- Niveles de dosis en los trabajadores.

Asimismo, como puede observarse en la siguiente Figura 6.17, se reclasifican dentro de cada uno de estos tres puntos los diferentes niveles considerados. Así, los niveles 4 y 5 se definen para aquellos sucesos que produzcan daños radiológicos, los niveles 2 y 3 para los que produzcan contaminación y entre 2 y 4 para los que causen altas dosis en los trabajadores.

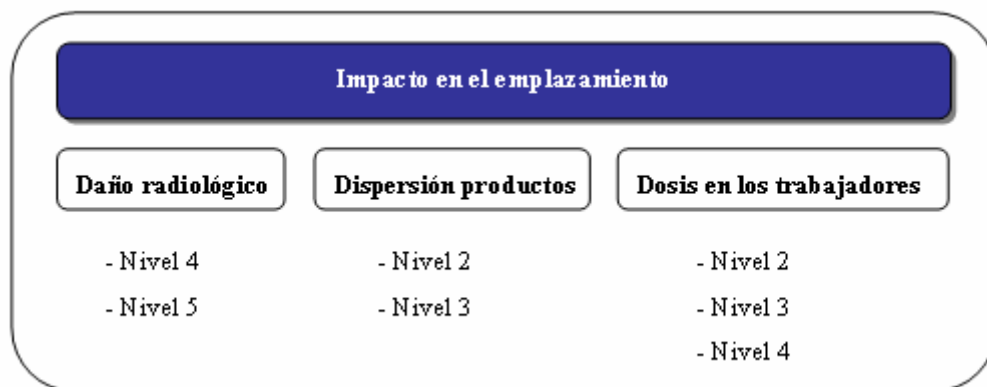


Figura 6.17 Diferenciación de niveles con impacto en el emplazamiento

Como es probable que no se conozca la naturaleza exacta de lo ocurrido justo en los instantes posteriores al acontecimiento de un suceso con consecuencias en el núcleo del reactor, en un principio se estimará de una forma general la posible gravedad del daño producido clasificando provisionalmente el suceso.

Se puede representar de una manera esquemática el procedimiento a seguir para evaluar el suceso en cuestión, como se muestra a continuación.



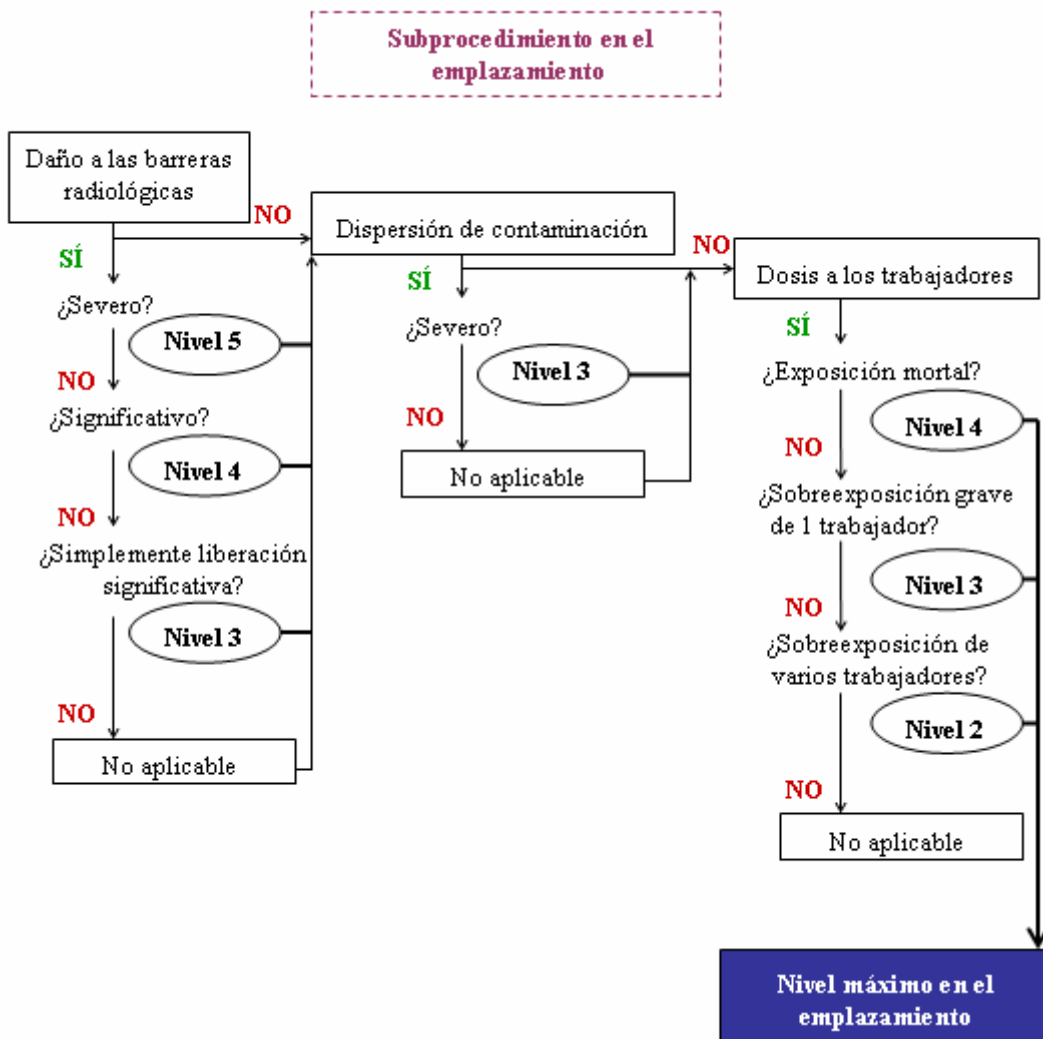


Figura 6.18 Subprocedimiento de clasificación con impacto en el emplazamiento

Como sucedía en la equivalente del apartado anterior, de dicha figura sólo se obtiene una calificación de carácter temporal. Así, posteriormente será necesario un proceso de comparación para llegar a la homogeneización de la calificación del suceso.

6.7.2.1 Cálculo de la equivalencia radiológica

Como se ha citado, en el caso de tener que clasificar un suceso con impacto en el emplazamiento se ha de conocer la equivalencia radiológica de lo acontecido.

De esta manera, se tienen que formular unas determinadas hipótesis para llegar a obtener los factores que relacionan una serie de isótopos con el ¹³¹I. Así, por ejemplo, en el caso de limitarse al mismo emplazamiento, sólo se considera como posible modo de contaminación la vía de inhalación, Figura 6.19.





Figura 6.19 Posibles vías de existencia de actividad liberada

Los principales valores multiplicativos que se obtienen para conocer la dimensión de lo ocurrido son los que se muestran a continuación (véase Anexo B.1):

Impacto en el emplazamiento			
Nucleido	Factor de multiplicación	Nucleido	Factor de multiplicación
³ H	0,002	⁹⁰ Sr	7
⁹⁹ Mo	0,1	²³⁸ U (F)*	50
⁵⁴ Mn	0,1	²³⁵ U (F)*	50
³² P	0,3	²³⁵ U (M)*	100
¹³² Te	0,3	²³⁸ U (M)*	200
¹³⁷ Cs	0,6	²³⁸ U (S)*	500
¹³⁴ Cs	0,9	²³⁵ U (S)*	600
¹³¹ I	1	U _{nat}	600
⁶⁰ Co	1,5	²⁴¹ Am	2.000
¹⁰⁶ Ru	3	²³⁹ Pu	9.000

*Según tipo de absorción pulmonar: S-lento; M-medio; F-rápido.

Tabla 6.2 Factores para el cálculo de la equivalencia radiológica (en el emplazamiento)

De este modo, a partir de estos valores se puede calcular la actividad real liberada. Además, con la correspondiente comparación de estos con los definidos para cada nivel en referencia al ¹³¹I, se puede determinar numéricamente la importancia del suceso notificable.

6.7.3 Defensa en profundidad

Aunque un determinado suceso no llegue a causar consecuencias radiológicas fuera o dentro del emplazamiento, se tiene que estimar, en caso de haberse producido, la degradación de los sistemas de seguridad de la central.



De esta forma, la clasificación básica atendiendo al concepto de defensa en profundidad se hace evaluando la probabilidad de que un determinado suceso hubiera podido originar un accidente, considerando para ello el grado de amenaza de los sistemas de seguridad y los posibles fallos adicionales que habrían sido necesarios para dar lugar a un accidente.

Asimismo, la metodología se puede representar como muestra a continuación:

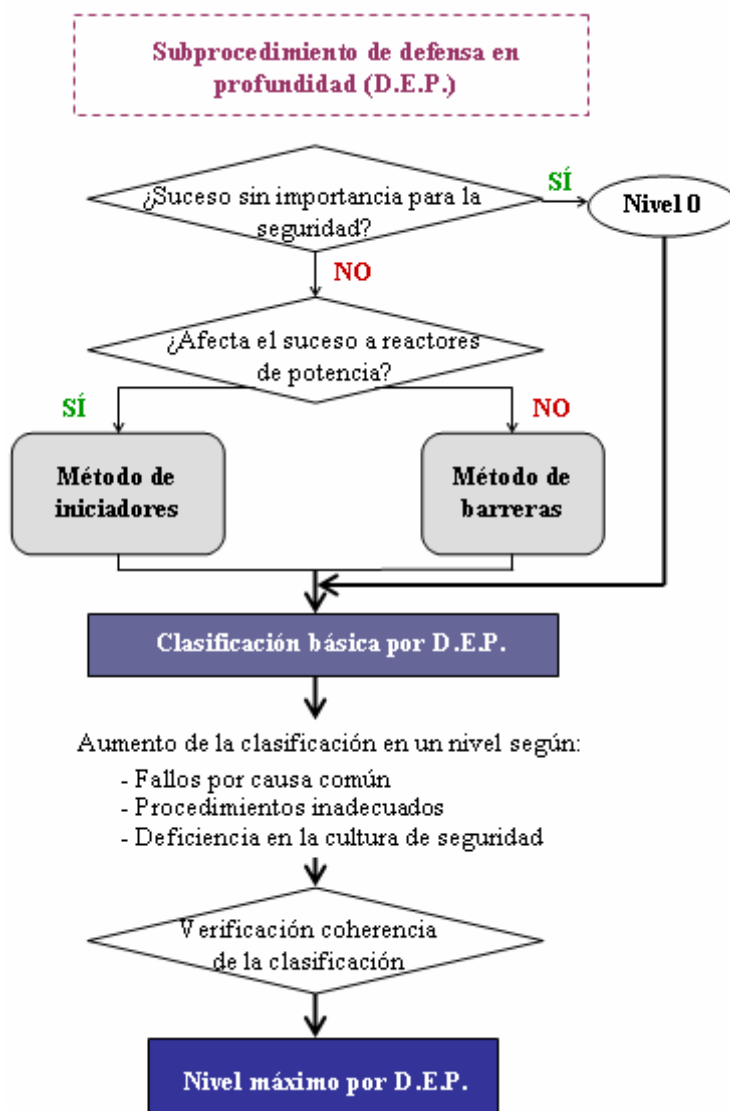


Figura 6.20 Subprocedimiento de clasificación por el criterio de defensa en profundidad

A continuación se desglosarán los puntos más significativos de la estructura básica del subprocedimiento de defensa en profundidad. No obstante, destacar la distinción inicial de sucesos según si tienen lugar en reactores operando a potencia así como la posibilidad de recalificación de un suceso determinado por la consideración de factores adicionales.



6.7.3.1 Reactores nucleares operando a potencia

Uno de los grupos de estudio de los sucesos notificables se basa en aquellos que ocurren durante el funcionamiento habitual de la planta. De este modo, para la evaluación de un suceso no es necesario tener en cuenta las máximas consecuencias potenciales sino que básicamente se consideran los sucesos iniciadores, la degradación de los sistemas de seguridad y la respuesta de las funciones de seguridad.

La primera aclaración se sitúa entorno a la categorización de los sucesos notificables que conllevan una degradación de la defensa en profundidad, según si se pueden considerar como iniciadores. A continuación se hace una breve descripción de este concepto.

- Un suceso notificable se debe considerar como iniciador en el caso que requiera del funcionamiento de algún sistema de seguridad para el cual ha sido previsto.

En este caso, la clasificación del suceso dependerá principalmente del alcance de la degradación de la capacidad operativa de las funciones de seguridad, teniendo en cuenta la frecuencia prevista para dicho suceso iniciador.

- Un suceso no será considerado como iniciador si provoca una degradación de la capacidad operativa de los sistemas de seguridad debida a que están degradados uno o más sistemas de seguridad pero no existe un disparo de ninguno de estos elementos.

De esta forma, no habrá una desviación real de la operación normal de la planta pero la degradación observada si podría acarrear consecuencias significativas en el caso de que se produjera algún iniciador que requiriese de alguno de los sistemas de seguridad degradados. Se tendrá en cuenta la frecuencia del posible iniciador y la capacidad de operación de la función de seguridad correspondiente para dicho suceso.

No obstante, aunque la precedente explicación señala una separación inicial de los sucesos para el posterior estudio de los mismos, cabe la posibilidad de tener uno clasificable bajo ambos aspectos.

Asimismo, como paso previo a la explicación de la metodología de clasificación, los puntos siguientes de la memoria describen los parámetros referentes a la frecuencia de los sucesos iniciadores además de la capacidad operativa de las funciones de seguridad.



1. Frecuencia de los sucesos iniciadores.

Como se ha citado anteriormente, la frecuencia del suceso o sucesos considerados como iniciadores es un término importante para la evaluación del suceso en cuestión. Así, se han considerado cuatro grupos elementales que se enumeran y representan seguidamente:

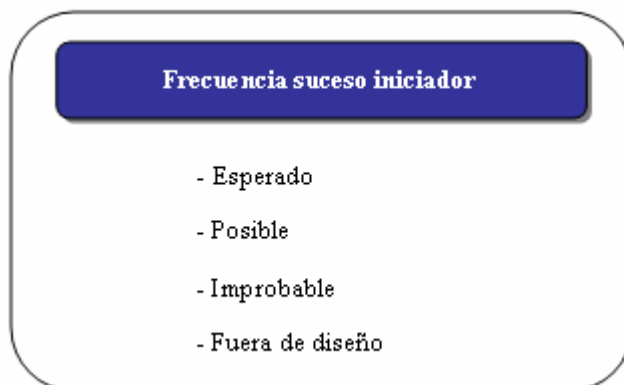


Figura 6.21 Enumeración de los sucesos iniciadores según su frecuencia esperada

- Iniciador esperado, es decir, aquellos sucesos que se espera que ocurran una o varias veces durante la explotación de la central nuclear.
- Si existe algún suceso que no llega a la calificación de esperado pero que igualmente tiene una frecuencia prevista durante la vida de la planta superior a un 1%, lo que corresponde aproximadamente a $3 \cdot 10^{-4}$ sucesos por año, se considerará dentro de los posibles.
- Asimismo, aquellos sucesos menos probables considerados en el diseño de la central se define el grupo de los improbables.
- Y el cuarto grupo es el de los iniciadores fuera de diseño, es decir, aquellos que presentan una frecuencia muy baja y que normalmente son de menor importancia en cuanto a medidas de seguridad asociadas.

Asimismo en el Anexo A.3 se pueden observar, a modo de ejemplo, los sucesos iniciadores postulados según frecuencia para la central de Vandellós II (Estudio de Seguridad, Abril 2004, revisión 24).

A pesar de estas puntualizaciones, puede darse el caso que un mismo suceso englobe varios iniciadores cada uno de los cuales resultará de una clasificación. En este caso, el nivel del suceso será finalmente el más alto de los niveles asociados con cada iniciador.



2. Capacidad operativa de las funciones de seguridad.

La otra característica a definir necesariamente se centra en el grado de operabilidad de las funciones de seguridad frente a la ocurrencia de un determinado suceso. De este modo, las categorías consideraras son las que seguidamente se citan.

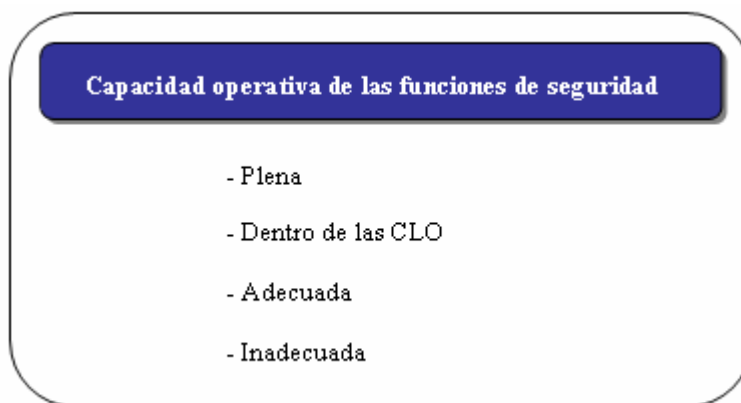


Figura 6.22 Enumeración de las funciones de seguridad según el estado de la capacidad operativa

- Existencia de plena capacidad operativa. Esto significa que todos los sistemas y componentes de seguridad previstos en el diseño para afrontar un determinado iniciador están totalmente operativos, es decir, existe redundancia y diversidad, situación equivalente al cumplimiento del criterio de fallo simple.
- La capacidad es la mínima requerida por las condiciones límite de operabilidad (CLO) lo cual hasta permite un funcionamiento en régimen de potencia durante un tiempo ilimitado. En algunos sistemas cabe la posibilidad de disfrutar aún de redundancia y diversidad para ciertos iniciadores.
- Puede darse el caso en que determinados sucesos no lleguen a la categoría anterior puesto que el grado de capacidad operativa de los sistemas de seguridad es sólo suficiente para lograr la función de seguridad solicitada. La capacidad operativa será entonces adecuada.
- Si la degradación de la capacidad operativa de los sistemas de seguridad es tal que la función de seguridad ni puede cumplirse para el iniciador considerado, entonces se considera capacidad inadecuada.



3. Clasificación.

En los puntos anteriores se han desarrollado los conceptos necesarios para poder llevar a cabo de una manera racional la clasificación de cualquier suceso que suponga una degradación de la defensa en profundidad.

A continuación se hace una distinción según sea considerada o no la existencia de un iniciador real.

a) Sucesos con iniciador real.

De este modo, un subgrupo para los sucesos notificables acontecidos en reactores operando a potencia, es aquel que considera que se requiere del funcionamiento de algún sistema de seguridad, es decir, existe un iniciador real.

En primera instancia, se debe decidir la frecuencia con la que el suceso en cuestión está previsto en el diseño y la determinación de la capacidad operativa de la función de seguridad afectada por el iniciador. Seguidamente, se determinará el valor de la importancia del suceso según los siguientes valores tabulados:

Capacidad operativa	Frecuencia del iniciador		
	Esperado	Posible	Improbable
Plena	0	1	2
Dentro de las CLO	1/2	2/3	2/3
Adecuada	2/3	2/3	2/3
Inadecuada	3+	3+	3+

Tabla 6.3 Clasificación de los sucesos con iniciador real

En el supuesto de que se pueda elegir la clasificación, la elección se basará en el grado de redundancia y diversidad disponible para el iniciador considerado.

En el caso de que la función de seguridad sea inadecuada, significará una pérdida total de defensa ya que habrá tenido lugar un accidente que necesariamente se clasificará bajo los criterios de fuera o dentro del emplazamiento. Por este motivo, en la anterior tabla se indica un 3+.



De igual modo, si la capacidad operativa es justo la adecuada, será apropiado el nivel 3 puesto que un fallo más conduciría a un accidente. Sin embargo, como puede notarse en la Tabla 6.3, cabe la posibilidad de elegir entre este nivel y el inferior. Así, para los sucesos esperados esta designación se hará en base del grado de la capacidad operativa mientras que para los sucesos improbables el nivel 3 será el apropiado, excepto para aquellos en que haya cierta redundancia.

Para el caso en que las funciones de seguridad cumplan los requisitos exigidos por las condiciones y límites de operabilidad (CLO), dependiendo de la redundancia remanente será apropiado un nivel u otro.

Asimismo, para los sucesos esperados, puede darse una redundancia adicional y por eso la categorización es más baja y en el caso de existir además diversidad, el nivel 0 puede ser el más apropiado.

Como puede comprobarse en la misma representación, cuando la capacidad de operación de una función de seguridad es plenamente operativa, para un suceso esperado la calificación será un nivel 0. No obstante, para iniciadores posibles o improbables, incluso aunque haya redundancia en las funciones de seguridad, representa un fallo de una parte importante de la defensa en profundidad. Por este motivo, se tabulan el nivel 1 para los iniciadores posibles y el nivel 2 para los improbables.

Respecto al aumento de la puntuación asignada, ésta se estudiará de forma más extensa y conjunta en puntos posteriores de la memoria (apartado 6.7.3.3).

b) Sucesos sin iniciador real.

El otro subgrupo de sucesos incluye los que no presentan un iniciador real. En este caso el primer paso es determinar la capacidad operativa de la función de seguridad amenazada por el iniciador. A continuación se establece la probabilidad del iniciador durante el período de degradación para el cual se ha requerido la función de seguridad.

De esta forma, se podrá calificar el suceso a partir de dichos parámetros con la ayuda de la tabla siguiente:



Capacidad operativa	Frecuencia del iniciador		
	Esperado	Posible	Improbable
Plena	0	0	0
Dentro de las CLO	0	0	0
Adecuada	1/2	1	1
Inadecuada	3	2	1

Tabla 6.4 Clasificación de los sucesos sin iniciador real

Como se puede observar, cuando la capacidad de operación de una función de seguridad requerida es inadecuada, el incidente únicamente se evitó porque no ocurrió el iniciador. Así, para sucesos esperados durante la vida de la central será apropiado un nivel 3 mientras que para el resto basta con un nivel inferior puesto que la probabilidad de un accidente es mucho menor.

De la misma manera, el nivel escogido es menor cuando la función de seguridad es adecuada que cuando inadecuada. Por lo tanto, para iniciadores esperados es apropiado un nivel 2 aunque, como en casos anteriores, por la subsistencia de redundancia y/o diversidad puede ser más adecuado atorgar un nivel 1. Asimismo, para los sucesos posibles o improbables una reducción en un nivel respecto el caso de un sistema inadecuado dando lugar a un nivel 1 para los posibles y un nivel 0 para los improbables. No obstante, no se considera apropiado clasificar a nivel 0 un suceso improbable con capacidad operativa inferior a la requerida por las CLO's ya que se supone que un sistema redundante ha fallado. De esta forma, se asigna un nivel 1 tanto para iniciadores posibles como improbables.

Para todas las frecuencias posibles de aquellos sucesos que como mínimo cumplan las especificaciones de las condiciones y límites de operabilidad, se adjudicará un nivel 0.

Además, puede considerarse la posibilidad de reducir el valor atorgado al suceso si el período de incapacidad operativa fue muy corto.

De este modo, el procedimiento descrito para la clasificación de un suceso en una central en régimen de potencia se puede resumir de una manera gráfica como se muestra a continuación:



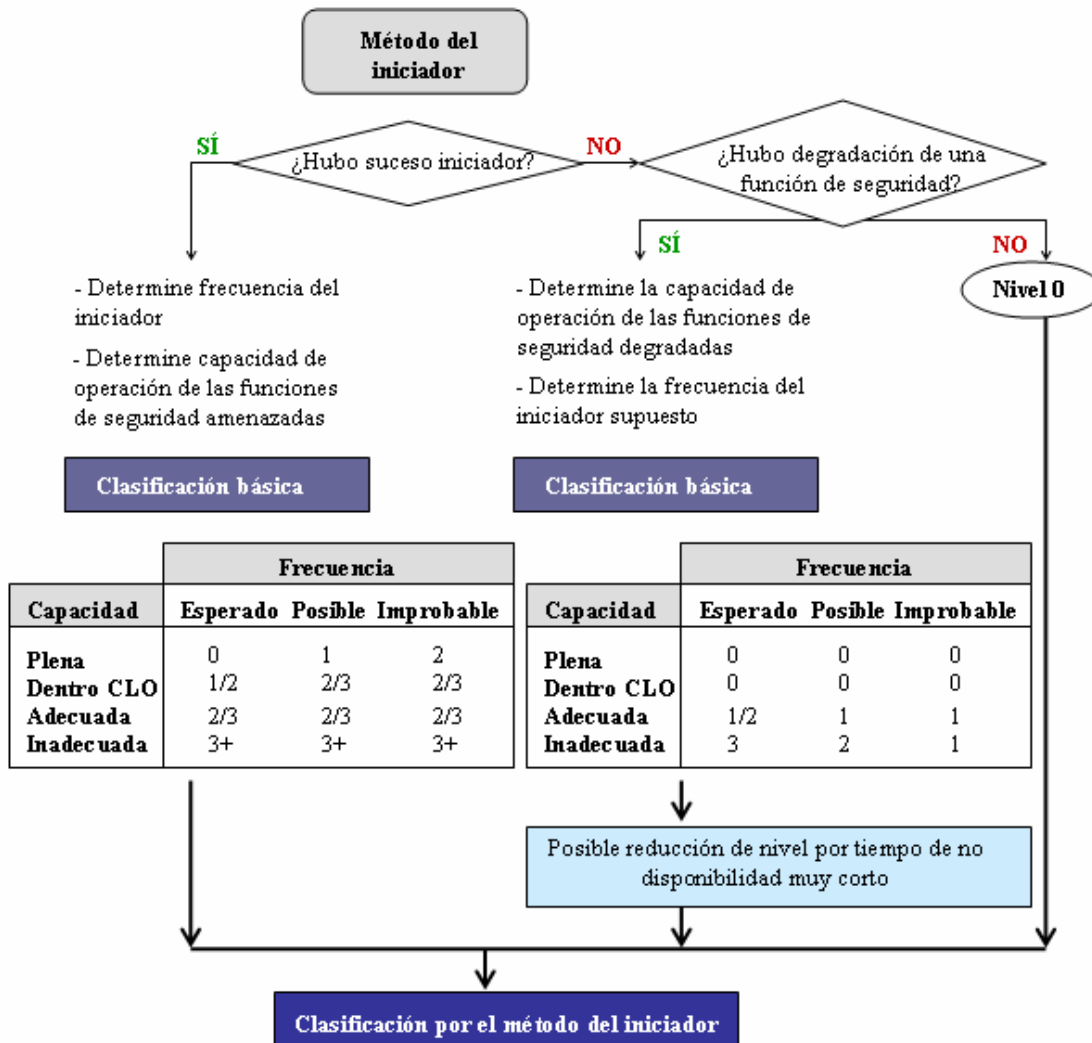


Figura 6.23 Subprocedimiento de clasificación por el Método del iniciador

Como puede observarse, desde un principio se hace una diferenciación entre la existencia o no de iniciador y a partir de ésta se lleva a cabo la correspondiente evaluación del suceso de la manera que se ha detallado anteriormente.

Además, el valor asociado a lo ocurrido no es el definitivo puesto que es necesario conocer los pesos asignados por las otras dos posibles áreas de impacto.



6.7.3.2 Otros sucesos

De forma opuesta a los sucesos que afectan a los reactores en régimen de potencia, pueden existir una serie de sucesos en el emplazamiento de la planta, como puede ser los asociados con una parada del reactor.

De este modo, el procedimiento a seguir para su clasificación es ligeramente diferente al descrito anteriormente, puesto que es necesario considerar las disposiciones de seguridad y la evaluación del número de capas de seguridad independientes que han impedido un accidente. Consecuentemente, es inevitable tener en cuenta el tiempo disponible y el mismo requerido para adoptar las medidas correctivas además de las máximas consecuencias potenciales.

A continuación se detalla la información referente a las barreras de seguridad, como paso previo a la descripción del procedimiento básico de clasificación.

- Determinación de las barreras de seguridad.

Para la estimación de calificación de un suceso determinado es necesario conocer numéricamente las capas de seguridad disponibles.

- Clasificación.

A partir del número de capas y la comprobación del máximo nivel admisible, es posible determinar la clasificación del suceso a partir de la Tabla 6.5.

Número de barreras	Máximo nivel posible (INES)		
	Niveles 5, 6, 7	Niveles 3, 4	Niveles 2, 1
Más de 3	0	0	0
3	1	0	0
2	2	1	0
1 o ninguna	3	2	1

Tabla 6.5 Clasificación de los sucesos según Método del iniciador



Como puede observarse en la misma, no existe relación directa alguna con el parámetro temporal. Así, la influencia de éste se refleja en una posible reducción del grado propuesto para el suceso (esto es así en el caso de que el período de disponibilidad de una capa de seguridad haya sido muy corto en comparación con el intervalo entre las pruebas de los componentes de la misma capa de seguridad).

Asimismo, puntualizar que el valor adjudicado en la evaluación del suceso es provisional ya que para concluir en su totalidad el proceso de clasificación es necesaria la comparación de éste con las otras puntuaciones.

Equivalentemente a partes precedentes del estudio, a continuación se expone un esquema a modo de síntesis del método descrito para la evaluación de otros sucesos acontecidos en las instalaciones nucleares.

Como se podrá apreciar, la estructura básica del método de barreras está basada en la degradación de las funciones de seguridad además de la disponibilidad de capas de seguridad.



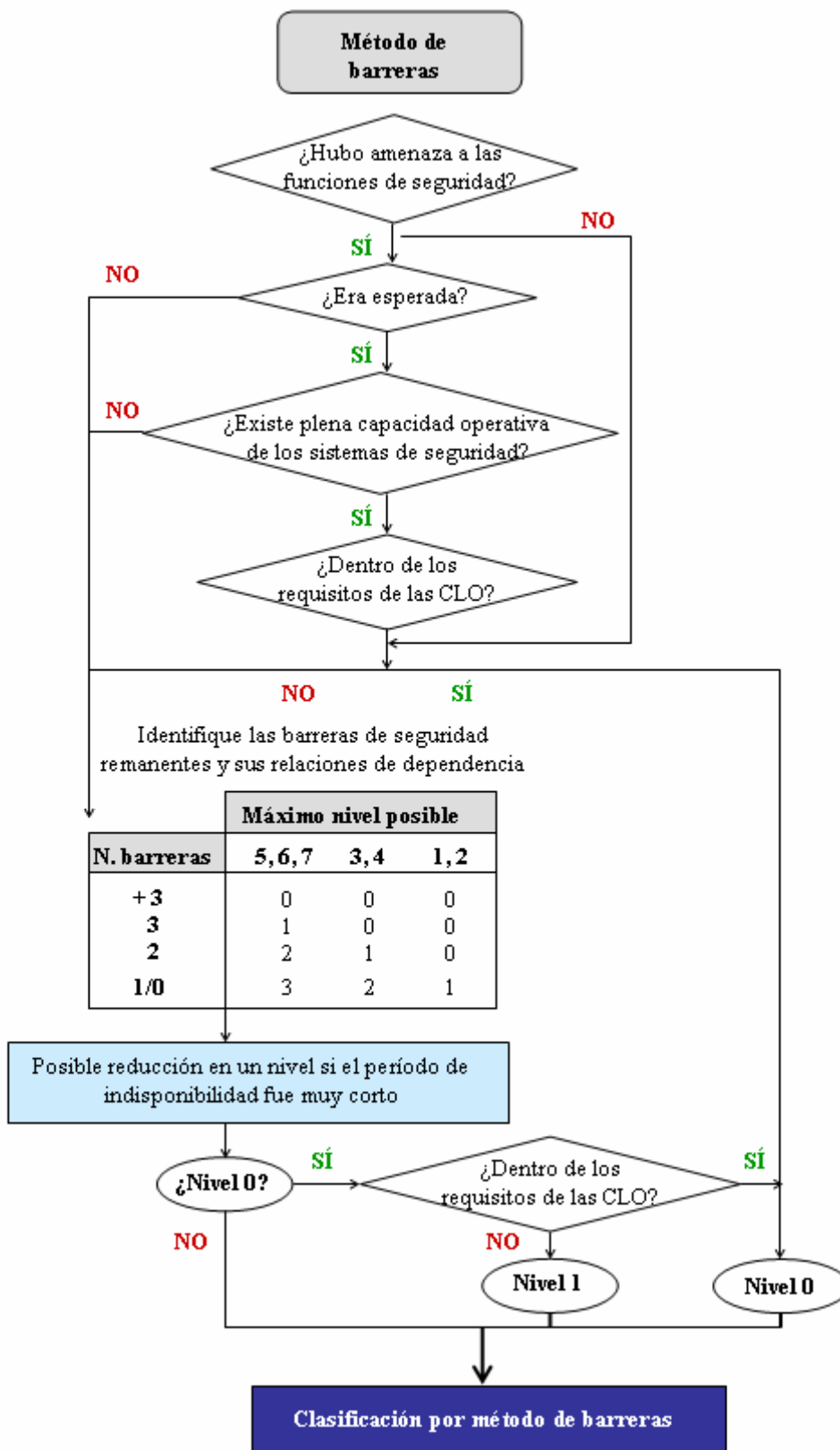


Figura 6.24 Subprocedimiento de clasificación por el Método de las barreras



6.7.3.3 Consideración de fallos adicionales

Como se ha comentando a lo largo de los diferentes puntos de la memoria, la calificación adjudicada a aquellos sucesos con degradación de la defensa en profundidad puede ser sometida a una revisión con el objetivo de estudiar la posibilidad de un aumento en un nivel.

De este modo, deben de considerarse una serie de factores adicionales que pueden justificar dicho aumento en la clasificación de un suceso en concreto. Los principales parámetros son los que se especifican en la siguiente figura:

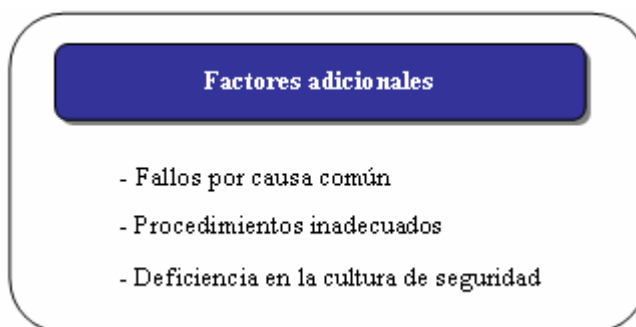


Figura 6.25 Factores adicionales a considerar en la clasificación

- Fallos por causa común.

Uno de los primeros factores a considerar es el hecho de que varios dispositivos o componentes no realicen sus funciones como resultado de un suceso o causa único específico. Consecuentemente, la fiabilidad de la función de seguridad completa es menor a la esperada, puesto que los sistemas redundantes de una misma función de seguridad pueden fallar a la vez.

De este modo, se considera más grave cualquier suceso que produzca un fallo por causa común o bien que conlleve un cierto grado de dificultad de operación debido a insuficiente o errónea información.

- Procedimientos inadecuados.

Otra posible razón para el aumento del grado del suceso pueden ser una serie de procedimientos inadecuados que comporten una amenaza simultánea a varias capas de la defensa en profundidad.



Asimismo, pueden citarse a modo de ejemplo instrucciones incorrectas o inadecuadas dadas por los operadores para hacer frente a un suceso, deficiencias en el programa de vigilancia manifestadas por anomalías no descubiertas por los procedimientos habituales o períodos de indisponibilidad de la planta que superan los intervalos previstos de prueba.

- Deficiencias en la cultura de seguridad.

De igual manera, la cultura de seguridad se considera una parte de la defensa en profundidad y por consiguiente una deficiencia en la misma puede justificar una variación en el nivel al clasificar un suceso. No obstante, un simple error humano no es el causante directo de un aumento de grado.

En contraste con la necesidad de un aumento de nivel de la clasificación básica de un suceso, es preciso atender a una serie de aspectos para evitar errores en el procedimiento. De este modo, se ha de prestar cierta atención a una posible doble contabilización de un determinado fallo puesto que algunos de los factores anteriormente descritos pueden haberse tenido ya en cuenta en la evaluación del suceso por parte de las orientaciones precedentes.

Asimismo, sólo puede elevarse en un grado la calificación asignada a un suceso a pesar de que todos los factores adicionales sean causantes del aumento del mismo.

De esta forma, una vez definido el nivel del suceso se ha de comprobar que su valor no va más allá de las definiciones vistas anteriormente para el conjunto de sucesos que provocan una degradación de la defensa en profundidad.

6.8 Ejemplos de clasificación según INES

En este apartado se pretende mostrar de una manera práctica la aplicación de la escala INES para la clasificación de varios sucesos. A continuación ha sido analizado un suceso real [3] para cada una de las centrales nucleares catalanas.



6.8.1 Ascó I

Según el apartado 5.5, la primera unidad de Ascó registró un máximo de 10 sucesos notificables el año 1997 con 5 paradas no programadas, siendo la principal causa de notificación la actuación no programada del sistema de disparo del reactor.

De tal forma, entre los sucesos que responden a las condiciones descritas y a partir de los datos obtenidos por DACNE (Anexo A.2), se ha procedido al estudio del suceso notificable AS1-056 ocurrido el 16 de diciembre de 1997 correspondiente al disparo del reactor por bajo nivel de los generadores durante una subida de potencia.

6.8.1.1 Descripción general

El funcionamiento de la central de Ascó se rige según el esquema [6] que a continuación se muestra:

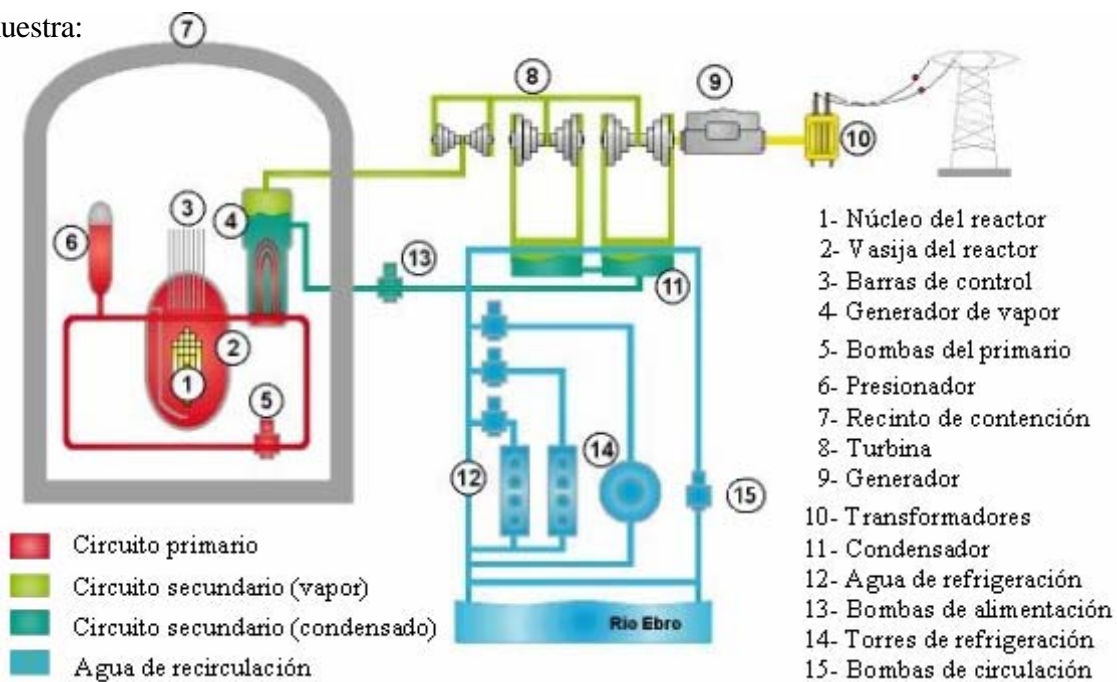


Figura 6.26 Esquema funcional de Ascó I y Ascó II

6.8.1.2 Descripción del incidente

El suceso ocurrido en 1997 en Ascó I tuvo lugar durante el proceso de transferencia eléctrica de alimentación en subida de carga. El suceso empezó en el instante que se cerró el interruptor 52/G115A desde el transformador auxiliar TAG-1 a la barra 5A (véase Anexo D).



Debido a un error en el conexionado de los transformadores de intensidad, se provocó la actuación de la protección diferencial del grupo, que a la vez, comportó el disparo del alternador y la apertura del citado interruptor, quedando por tanto la barra 5A sin alimentación.

Asimismo, éste hecho originó que se quedaran sin alimentación, entre otros, la bomba de aceite de lubricación de la turbobomba de agua de alimentación principal (13), en servicio en aquel momento, y de las bombas de circulación (15), lo que derivó en el disparo de la turbobomba por una parte y la pérdida de disponibilidad del condensador (11) por otra.

Consecuentemente, el nivel de vapor en los generadores (4) disminuyó durante el mismo proceso de subida de carga y se produjo el disparo del reactor (3).

6.8.1. 3 Clasificación

En el punto precedente se ha facilitado la información relacionada con el suceso a clasificar. De este modo, a continuación se procede a evaluar el mismo según INES.

Puesto que no son aplicables los criterios de impacto dentro y fuera del emplazamiento, se analizará el suceso a partir de las directrices establecidas por el nivel de degradación de la defensa en profundidad. Por consiguiente, el procedimiento a seguir se ciñe al apartado 6.7.3.

Según el esquema de dicho subprocedimiento, como se trata de un suceso importante para la seguridad que tuvo lugar durante el proceso de subida de carga de la planta, es posible aplicar el Método de los iniciadores.

De este modo, en primer lugar se debe elegir la frecuencia del iniciador, es decir, el disparo del reactor, que se puede considerar como esperado durante la vida de la central.

De la misma forma, como muestra la Figura 6.24, el siguiente paso es la determinación de la capacidad de operación de las funciones de seguridad amenazadas. En este caso, justo antes del suceso, todas las funciones de seguridad se encontraban plenamente operativas.

Por lo tanto, teniendo en cuenta ambos conceptos se puede decir que el suceso no supuso ningún riesgo y consiguientemente se le atorga un nivel 0 según la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES), es decir, “Por debajo de la escala, sin trascendencia para la seguridad”.



6.8.2 Ascó II

Como recoge el análisis de datos (apartado 5.5), el reactor de Ascó II se caracteriza por un máximo de 12 sucesos notificables acontecidos en el año 1999 con 5 paradas no programadas. Asimismo, se constata que, mayoritariamente, la causa de notificación fue la actuación no programada del sistema de disparo del reactor.

De esta manera, entre los sucesos que se adaptan a las condiciones descritas y a partir de los datos facilitados por DACNE (Anexo A.2), se ha procedido a evaluar el suceso (Ref. AS2-50) ocurrido el 14 de Agosto de 1999 y titulado como "disparo del reactor debido a una avalancha de algas en el río Ebro".

Asimismo, notar que en Ascó I también se produjo un disparo de reactor por la misma causa (Ref. AS1-064).

6.8.2.1 Descripción general

Como se observa en el esquema funcional de la Figura 6.27 [6], el circuito de refrigeración de Ascó II se alimenta del río Ebro para poder realizar su función. Así, cualquier variación sustancial en éste afecta directamente al sistema de refrigeración y, por lo tanto, a las condiciones de operabilidad de la central.

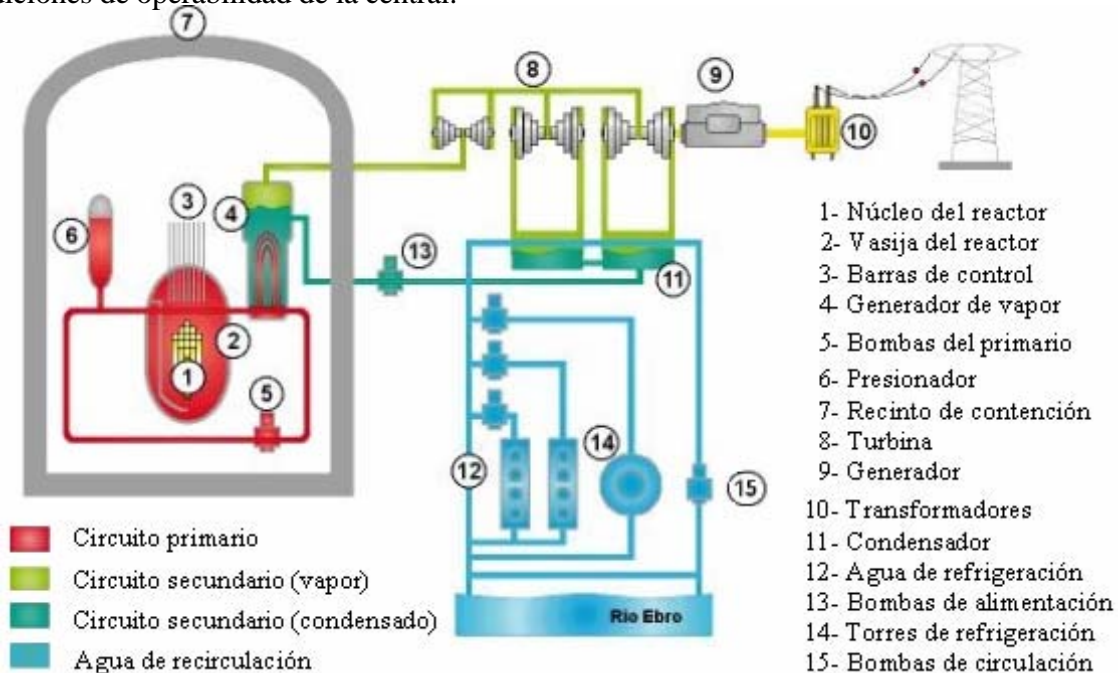


Figura 6.27 Esquema funcional de Ascó I y Ascó II



6.8.2.2 Descripción del incidente

En agosto de 1999, tuvo lugar un aumento brusco del caudal del río Ebro (de 130 m³/s hasta 590 m³/s) en un período inferior de dos horas, a su paso por Ascó. Este hecho ocasionó una avalancha de algas las cuales, como consecuencia de los problemas en los sistemas mecánicos de extracción de las mismas, se acumularon en el canal de la toma de aspiración de las bombas (15).

De manera casi inmediata a esta situación tuvo lugar el disparo de la primera de las bombas de circulación (15). Asimismo, se fueron sucediendo el disparo de las tres bombas restantes, siendo imposible mantener ninguna en marcha tras los diversos reintentos de arranque.

Se inició la bajada manual de carga y como consecuencia del transitorio desencadenado, se disparó manualmente la turbina (8) produciéndose el consiguiente disparo de reactor (3), estando la planta a una potencia mayor del 34% de potencia nuclear.

6.8.2.3 Clasificación

A partir de la Figura 6.12, puesto que los hechos relatados no tuvieron repercusión ni fuera ni dentro del emplazamiento, el estudio del suceso se limita a los criterios de defensa en profundidad. Por consiguiente, el procedimiento a seguir para la evaluación del mismo se rige por el apartado 6.7.3 de la memoria.

Además, según el esquema general del subprocedimiento de Defensa en Profundidad, puesto que se trata de un suceso importante para la seguridad que tuvo lugar en pleno funcionamiento de la central, se aplicará el Método de los iniciadores.

De la misma manera, al ser un suceso que posteriormente desencadenó un transitorio, inicialmente se fijará la frecuencia del iniciador. Según el listado de sucesos postulados para la otra central de la misma asociación, Vandellós II, se puede afirmar que el disparo del reactor como consecuencia del disparo de la turbina por acumulación de algas se espera durante la vida de la central.

Asimismo, como refleja el procedimiento de la Figura 6.24, el siguiente paso es la determinación de la capacidad de operación de las funciones de seguridad amenazadas. En el caso que se estudia, el sistema encargado de la refrigeración del combustible estuvo en todo momento plenamente disponible.



Por lo tanto, teniendo en cuenta ambos conceptos se puede decir que el suceso no supuso ningún riesgo para los trabajadores, la población o el medioambiente, y se clasificará el suceso en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES) con el nivel 0, es decir, “Por debajo de la escala, sin trascendencia para la seguridad”.

6.8.3 Vandellós II

En el presente punto se lleva a cabo la descripción para su comprensión y posterior evaluación según la escala INES del suceso notificable ISN-3/04 acontecido en las instalaciones de Vandellós II el pasado agosto de 2004, considerado de interés por su inicial puntuación y posterior recalificación por un aumento de nivel así como por el valor definitivamente atribuido.

6.8.3.1 Descripción general

EL esquema general funcional de la central de nuclear de Vandellós se observa en la siguiente Figura 6.28 [6].

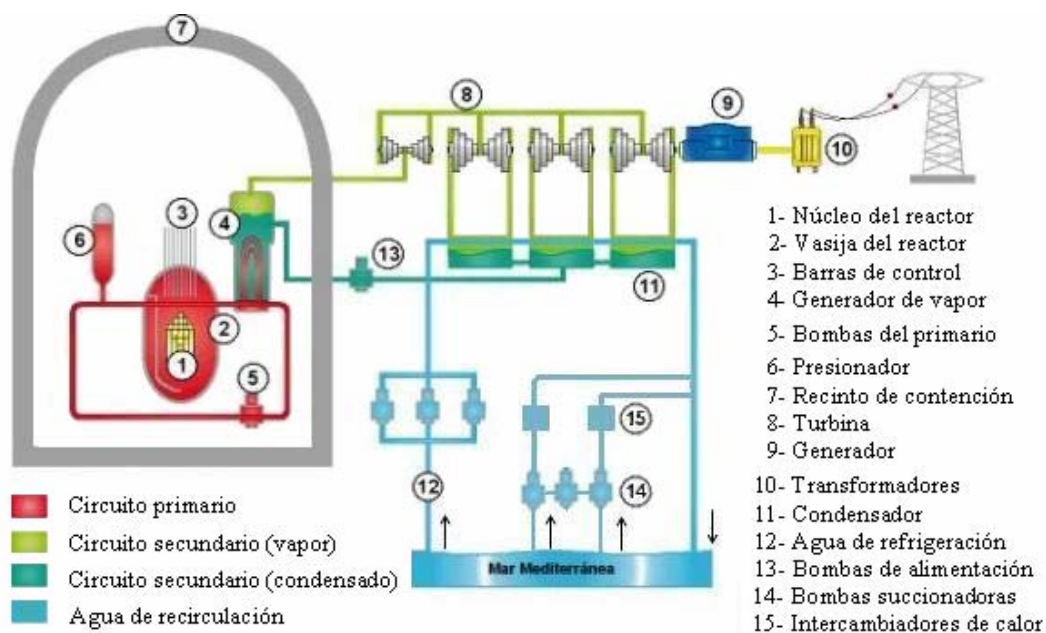


Figura 6.28 Esquema funcional de Vandellós II

El sistema de refrigeración toma agua del mar y la devuelve a éste en un circuito abierto, sin tener contacto alguno con agua radiactiva. Una parte está formada por el sistema de agua de servicios esenciales (EF), Figura 6.29, siendo su función enfriar sistemas auxiliares necesarios para la seguridad de la central.



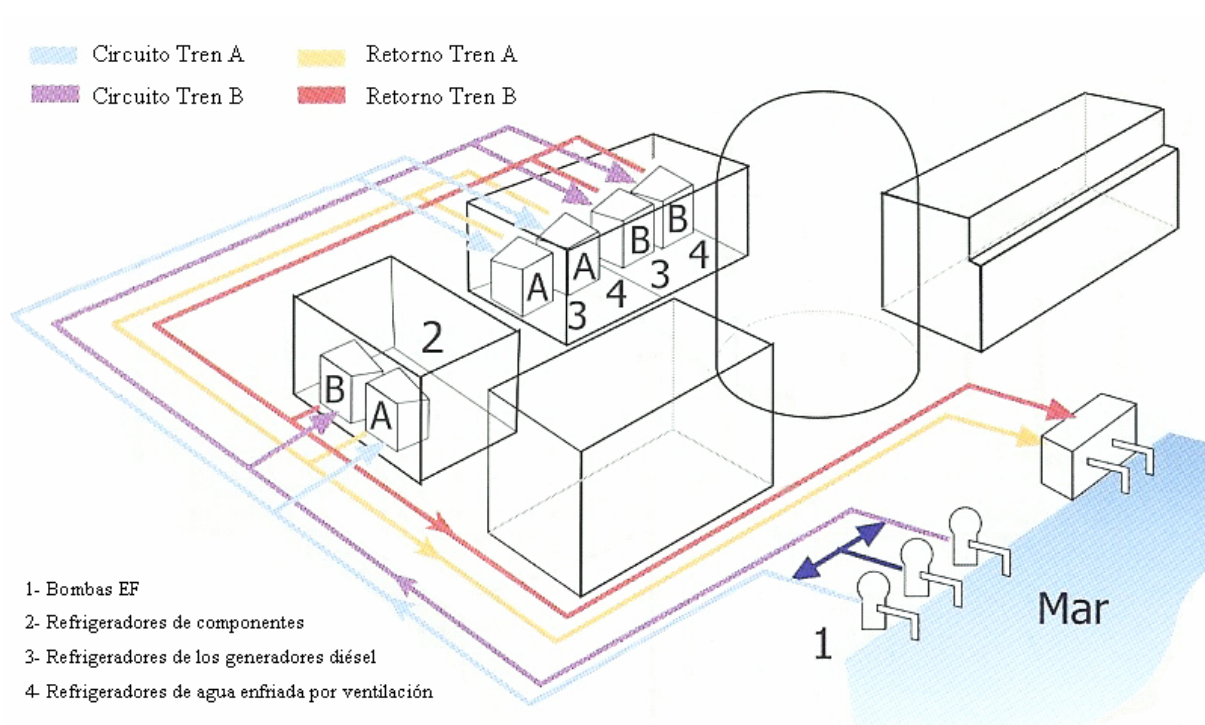


Figura 6.29 Esquema del sistema de agua de servicios esenciales (EF)

Como se deduce de la figura, el sistema de agua de servicios esenciales (EF) consta de dos circuitos redundantes y separados entre sí, del 100% de capacidad cada uno, encargados de la refrigeración de diversos componentes (2) y de los generadores diésel (3).

De este modo, en operacional normal solamente está en funcionamiento uno de los circuitos. No obstante, la parada de un circuito obliga al arranque del que está en reserva antes que los equipos y sistemas enfriados aumenten su temperatura. Así, y según las ETF's, se dispone de un período de 72 horas para recuperar un circuito inoperable. En caso contrario, se procederá a la parada de la central.

Sin embargo, es el ambiente corrosivo en el cual se encuentran los conductos que están en contacto con el agua del mar, el que hace que estos estén bajo vigilancia y se sometan a inspecciones a través de unas bocas de registro situadas estratégicamente en los circuitos. Éstas se encuentran dentro de unas arquetas para facilitar el acceso a las mismas, Figura 6.30.



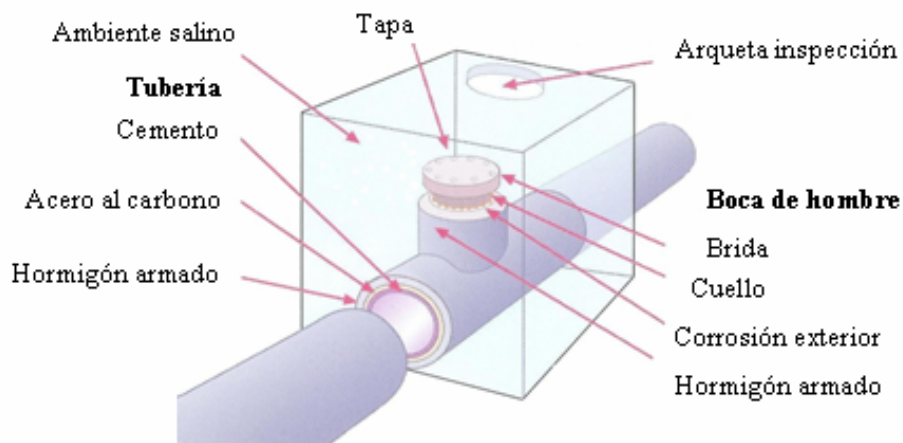


Figura 6.30 Esquema de una boca de registro en el sistema de agua de servicios esenciales

De este modo, a continuación se procede a la descripción en concreto del incidente ocurrido en Vandellós II en relación al sistema de agua de servicios esenciales (EF) explicado en el presente punto.

6.8.3.2 Descripción del incidente

El 25 de Agosto de 2004, estando en servicio el circuito A del sistema EF, el personal de la central de Vandellós II procedió a la alineación de la bomba C del sistema de aguas esenciales (EF) al disponerse el cambio al tren B, con el objeto de reparar una fuga de una válvula y sustituir un caudalímetro según el programa previsto.

Al arrancar la bomba C, casi de modo inmediato, se produjo una bajada de presión en la impulsión de la bomba que obligó al turno de operación a detenerla y proceder a su investigación. Se determinó una rotura en el cuello de una de las bocas de registro situadas en el circuito B.

De esta forma, estando el tren A en funcionamiento, se reparó el tren B del sistema EF dentro del período especificado por las ETF's, aunque conservadoramente se paró la central. Una vez en servicio el circuito B, se procedió a investigar el tren A del mismo sistema, descubriéndose una pérdida de espesor por corrosión en la misma zona de la boca de hombre homóloga a la que había fallado en el tren B, por lo que se inició la reparación en el tren A.



Asimismo, tras la rotura del día en que se notificó el suceso y antes de proceder a descargar el tren A para su reparación tras haber ya reparado el tren B se detectó una nueva fuga en otra arqueta del tren B, decidiendo proseguir con el programa de reparaciones previsto, sin informar de ello ni al CSN ni al personal de operación.

No obstante, se recalca por parte de la central que nunca se perdió la refrigeración de los sistemas auxiliares necesarios para la seguridad de la central.

6.8.3.3 Clasificación

Una vez se ha conocido detalladamente el suceso, en primer lugar se debe clasificar éste según haya sido su impacto. De este modo, puesto que los hechos relatados no tuvieron repercusión ni fuera ni dentro del emplazamiento, será clasificado según los criterios de defensa en profundidad (apartado 6.7.3).

Dado que se trata de un suceso importante para la seguridad que ocurrió en pleno funcionamiento de la central, se aplica el Método de los iniciadores. De la misma manera, al ser un suceso sin iniciador, ya que no había habido ningún transitorio ni accidente que desafiase las funciones de seguridad, se ha de seguir la parte correspondiente de la Figura 6.24.

Por lo tanto, inicialmente se ha de determinar la capacidad de operación de las funciones degradadas. Para ello, deben tenerse en cuenta dos condiciones de inoperabilidad detectadas del sistema de servicios esenciales distintas en el tiempo. Éstas son las que se describen a continuación:

- La primera situación está relacionada con el estado en que se encontraban ambos trenes del servicio antes de la rotura. En este entorno, la operabilidad del sistema EF para mantener las funciones de seguridad frente a la ocurrencia de un posible iniciador que demandara su intervención no era plena ni se encontraba dentro de las condiciones límite de operabilidad (CLO), ya que, los trenes no se encontraban dentro de la capacidad de operación mínima para que se les permitiese el funcionamiento en régimen de potencia debido a la pérdida sustancial de espesor en las tuberías.

No obstante, los posibles mecanismos de fallo por causa común de ambos trenes serán tratados en el apartado correspondiente a Factores Adicionales.



De esta manera, el siguiente paso es conocer la frecuencia del iniciador supuesto. A partir de la Tabla 6.3, para la categorización de capacidad operativa adecuada resultaría un nivel 1 para cualquier tipo de iniciador, excepto para los iniciadores esperados los cuales presentan un nivel 1 ó 2. Como se ha comentado en el desarrollo del punto correspondiente, dicha elección debe hacerse en función de las consideraciones sobre si la función de seguridad estuvo simplemente adecuada para el iniciador considerado o existió redundancia y/o diversidad.

No se puede considerar la existencia de ningún otro sistema de seguridad adicional a los propios trenes degradados del EF que permitiese hablar de redundancia y/o diversidad para la función de seguridad evaluada, ya que el sistema de agua de servicios esenciales es el único sistema soporte para la refrigeración de las salvaguardias tecnológicas para hacer frente a determinados sucesos. Sin embargo, se puede decir que existió cierta redundancia puesto que se disponía de dos trenes, hasta el día de su rotura. Consecuentemente, para un nivel adecuado de seguridad frente a un iniciador esperado, se elegirá el nivel 1.

Asimismo, según se puede observar en la Figura 6.24, puede darse una reducción de nivel si el tiempo de indisponibilidad fue muy corto en comparación del período de pruebas para los componentes del sistema de seguridad. En este caso, la falta de capacidad operativa se conoce desde hace varios años frente a los tres meses que duran las pruebas. Por lo tanto, no se ha de reducir la clasificación asignada anteriormente.

- Como bien se ha citado inicialmente, es necesario analizar otra situación. Ésta es la que se dio justo después de la rotura, es decir, el tren B roto y el tren A en operación pero degradado.

De modo similar, primeramente se ha de conocer la capacidad operativa de la función de seguridad, que de nuevo resultaría ser simplemente adecuada ya que sólo se dispondría de un único tren remanente para hacer frente a posibles sucesos. Para un suceso esperado existiría la posibilidad de elección entre nivel 1 y 2 siendo éste último el más adecuado al no disponer de provisiones adicionales de seguridad redundantes y/o diversas.

Sin embargo, puesto que el período de incapacidad fue relativamente corto (horas) frente a los 3 meses de duración de las pruebas, cabe la posibilidad de reducir en un nivel la clasificación anteriormente asignada. Por lo tanto, resultaría para esta situación un nivel 1.



De este modo, de la aplicación de los criterios considerados ante la existencia de degradación de la defensa en profundidad, resultaría un nivel 1 según la escala INES como clasificación previa al suceso descrito.

Es necesario señalar que el mismo procedimiento incluye una revisión a dicha clasificación por consideración de fallos adicionales (apartado 6.7.3.3). Por este motivo se estudia la situación concreta para el suceso anteriormente calificado:

- En primer lugar notar que la degradación del cuello de la boca de hombre del tren A con reducciones de espesor era similar a la del tren B. Éste hecho representa un mecanismo de fallo de causa común no considerado en la clasificación básica, que hubiera podido dejar ambos trenes del EF inoperables y, por lo tanto, sin la existencia de ningún sistema de refrigeración para las salvaguardias tecnológicas y el sistema de extracción de calor residual
- Además, y con posterioridad al acontecimiento de los hechos, se ha conocido que el titular de la central no comunicó la información de la que se disponía en relación a la degradación del EF al CSN ni al personal de operación con la finalidad de proseguir la secuencia de reparación prevista. Por lo tanto, existió una deficiencia en la cultura de seguridad.

De esta manera, a partir de ambos puntos queda justificada la elevación en un nivel de la clasificación previa debida a factores adicionales, resultando finalmente un nivel 2.

No obstante, finalmente es necesario verificar la coherencia de la clasificación a partir de las descripciones generales de los niveles (apartado 6.4).



7 MÉTODOS DE ANÁLISIS

7.1 Introducción

Como se ha estudiado en partes precedentes de la memoria, el acontecimiento de un suceso conlleva de manera inmediata una serie de trámites de carácter informativo a las correspondientes autoridades competentes. No obstante, con posterioridad, el mismo es sometido por parte del CSN a una evaluación y por la misma central, a investigación.

De este modo, a partir del análisis al que son sometidos los sucesos notificables por las centrales, se pretende hacer más efectivo el uso de la información disponible para la experiencia operativa tanto propia como ajena.

Por lo tanto, en los puntos precedentes se describen brevemente los principios en que se basan las técnicas existentes de análisis (determinista y probabilista), que serán debidamente ampliadas en el Anexo C, y a continuación se completa estos con la descripción del método resultante de la combinación de ambas, como procedimiento utilizado actualmente.

7.2 Procedimiento

Como se ha comentado, el método que se desarrolla en el punto presente surge como unión de las técnicas enunciadas anteriormente, con el fin de reunir las ventajas que presenta cada una de ellas [7].

Así, seguidamente se observa en el esquema general del proceso de análisis de sucesos:



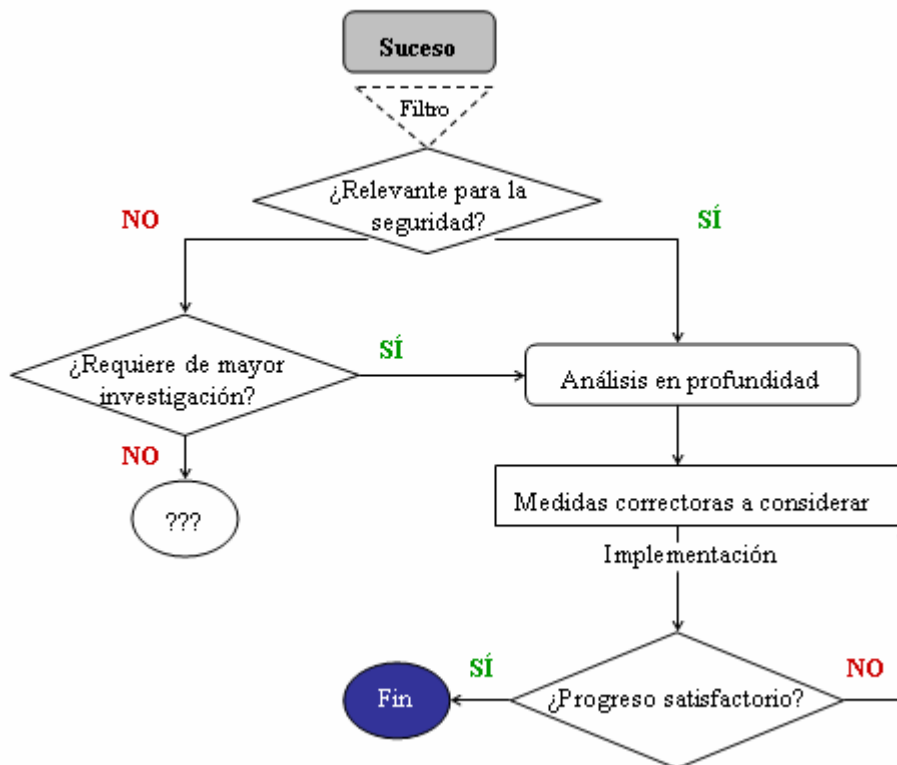


Figura 7.1 Esquema general del Método de Análisis de Sucesos

De esta forma, de la estructura se deduce que los principales elementos que conforman el proceso de análisis son básicamente los que se enuncian a continuación, Figura 7.2, y los que se desarrollan de manera más detallada en los apartados siguientes del estudio.

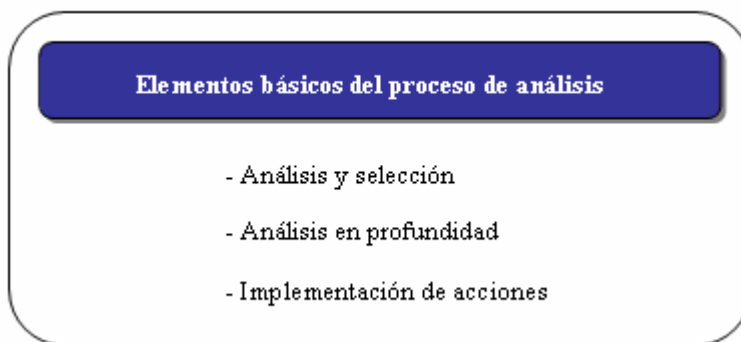


Figura 7.2 Elementos básicos del Método de Análisis de Sucesos



7.2.1 Análisis y selección

Como se ha citado anteriormente, la experiencia operativa está formada por la propia, es decir, por aquellos sucesos ocurridos en la central y estudiados por la misma, o por la ajena, situación entonces en la cual existe un tratamiento de lo ocurrido en otras centrales.

De este modo, en primer lugar existe un grupo de expertos especializado en técnicas de investigación de sucesos que se encarga de filtrar la información recibida del exterior para decidir cual es realmente importante. Asimismo, el procedimiento se muestra a continuación:



Figura 7.3 Filtro inicial de sucesos

Como se puede observar, aparecen en esta primera fase el método determinista y el probabilista para el desarrollo de un mismo punto del proceso, puesto que se pretende evitar la eliminación de posibles sucesos importantes.

Además, todos los sucesos, independientemente de su procedencia, son sometidos de nuevo a una selección. Ésta, según la relevancia del suceso para la seguridad, es muy objetiva y complicada, ya que se presenta el problema de elegir aquellos sucesos que realmente serán una fuente importante de información junto con la omisión de otros con posible significación para la seguridad.

Para conocer si un suceso determinado requiere de mayor investigación es posible basarse en la opción determinista o la probabilista, como se ilustra en la Figura 7.4. Asimismo, la elección del camino será libre y a juicio del personal encargado del análisis de sucesos.





Figura 7.4 Filtro posterior de sucesos

Como puede observarse, existe un camino caracterizado por experiencia operativa. Éste se basa en métodos deterministas y la selección de posibles sucesos importantes para la seguridad se hará en base de criterios cualitativos.

De modo similar, se nota que en caso de una negativa, el suceso entra a formar parte del programa de tendencias para intentar hallar alguna similitud con casos anteriores y precisamente encontrar una tendencia determinada.

Por otro lado, esta evaluación inicial también puede hacerse según los resultados obtenidos por métodos probabilistas, con el objetivo principalmente de dar otro enfoque para evitar eliminar los sucesos de estudio.

Si se considera que un suceso es suficientemente significativo según las técnicas probabilistas, se seguirá en estudio con el análisis en profundidad, mientras que si se cree lo contrario, se habrá terminado el proceso de análisis.

7.2.2 Análisis en profundidad

Una vez se han determinado aquellos sucesos merecedores de un estudio más profundo, la etapa que sigue es el análisis de estos.

De tal forma, el análisis puede hacerse según las técnicas tradicionales deterministas o, bien por ser aplicable o bien por ser interesante, puede llevarse a cabo según las técnicas probabilistas. En la figura que sigue se aprecia dicha posibilidad.



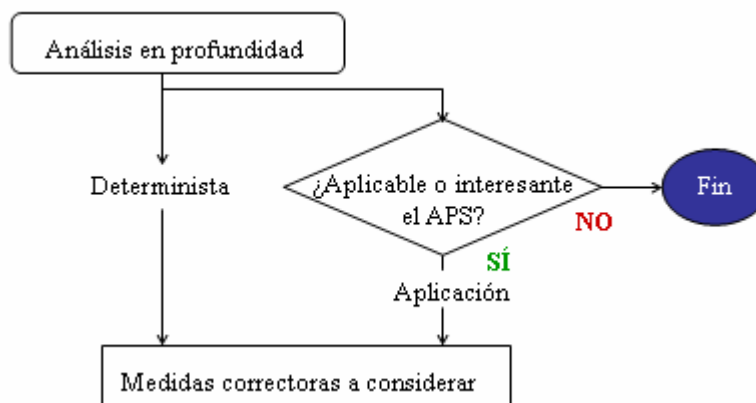


Figura 7.5 Análisis en Profundidad

A continuación se enuncian los principales puntos de cada uno de los métodos de análisis, siendo estos detallados más extensamente en el Anexo C.

7.2.2.1 Análisis en profundidad determinista

El objetivo de cualquier análisis de sucesos es mejorar la seguridad de la planta y la fiabilidad de las operaciones a partir de la experiencia operativa.

De este modo, para lograr dicho objetivo en lo que se refiere a la parte determinista se pueden distinguir varias etapas, las cuales se enuncian a continuación:

- Conocimiento de lo ocurrido.

Como anticipo a la determinación de las causas de un suceso, es necesario conocer como se han desarrollado los hechos en el tiempo. Por lo tanto, se debe dar respuesta a *qué, cómo o por qué*.

Para ello es necesario recurrir a la información disponible hasta el momento del suceso en cuestión. Asimismo, esta información es la correspondiente a las notificaciones realizadas por el titular de la planta al CSN en los diferentes períodos de tiempo y la analizada en el capítulo 5 de la presente memoria. Por lo tanto, volver a resaltar la importancia del contenido de ésta puesto que será básica para la comprensión del suceso sometido a análisis.

A partir de los correspondientes informes se pasará a realizar el análisis de causa raíz, técnica determinista útil básicamente para la determinación de las causas del suceso.



- Acciones correctivas o preventivas.

Una vez se haya conocido y determinado lo ocurrido, a partir de la información del mismo análisis causa raíz es posible enunciar acciones correctivas o preventivas para evitar en un futuro la ocurrencia de un suceso similar o simplemente para tomar medidas.

- Informe final.

Como paso final al análisis de un suceso, se realiza un informe que recoge los pasos anteriormente descritos así como posibles recomendaciones para otras centrales como modo de experiencia operativa ajena.

7.2.2.2 Análisis en profundidad probabilista

De forma opuesta al método tradicional de análisis de sucesos aparece la técnica probabilista. Ésta se basa en proporcionar un valor numérico al riesgo asociado al acontecimiento de un suceso con la probabilidad condicionada de daño al núcleo a la vez que facilita el entendimiento de las vulnerabilidades de la planta frente a estos sucesos [8].

Asimismo, como se observa en la Figura 7.5, el análisis de carácter probabilista por una razón u otra no siempre se aplicará. Así, puede darse la situación en que según la naturaleza del suceso es posible que no se adapte a la perspectiva del método o simplemente no sea adecuado estudiarlo por este camino. En este caso, se descartará el estudio del suceso de una manera justificada puesto que el análisis habrá finalizado.

No obstante, a continuación se describe el proceso de obtención de las medidas cuantitativas de riesgo, representado en la figura siguiente:



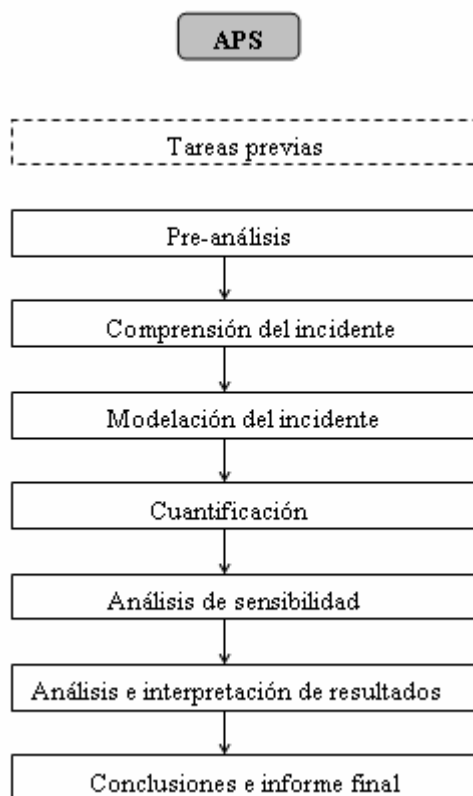


Figura 7.6 Procedimiento del Método Probabilista

Como se puede constatar, previo al análisis de sucesos propiamente dicho, es necesario recopilar la información disponible del suceso. Precisamente, este paso coincide con el método determinista ya que ambos deben conocer en profundidad lo ocurrido. De este modo, notar la importancia del proceso de notificación de los sucesos.

Asimismo, una vez se han llevado a cabo estas tareas de preparación, se pasará al desarrollo de las diferentes tareas propias del método. Éstas son básicamente las que se enuncian y describen brevemente a continuación:

- Pre-análisis.

Esta primera etapa del proceso comprende la homogenización de la información de la que se dispone así como la definición de los objetivos del análisis.

- Comprensión del incidente.

Como su propio nombre indica, se trata de entender lo ocurrido a partir de la información procedente del paso anterior. De este modo, se intentará representar en un diagrama temporal el suceso y todos los elementos que lo caracterizan.



- Modelación del suceso.

Este punto del análisis se basa en el reflejo del suceso en el modelo informático probabilista. De esta manera, resulta el paso más complejo del análisis puesto que es necesario establecer una correspondencia entre la evolución del suceso y la secuencia del mismo tal y como aparece modelado por sucesos básicos en el APS.

- Cuantificación.

Una vez se ha definido el suceso según el modelo, se obtendrá un valor numérico relativo a la medida del riesgo. Así, habrá una cuantificación preliminar que se irá refinando a medida que se vaya obteniendo información más detallada de algunos puntos, hasta la cuantificación final.

- Análisis de escenarios adicionales.

En esta etapa del proceso se propone estudiar otros posibles escenarios en los que hubiera podido tener lugar el suceso y consecuentemente su probabilidad de daño al núcleo pudiera ser distinta a la del suceso como ocurrió.

- Análisis final e interpretación de los resultados.

Como fusión del análisis realizado en las anteriores etapas, el principal objetivo de este punto es la interpretación del mismo análisis. De tal forma, se hará referencia a aquellos hechos contribuyentes dominantes en el desarrollo del suceso y las incertidumbres.

- Obtención de conclusiones y preparación del informe de análisis.

Una vez se ha analizado e interpretado el suceso, como paso final en el procedimiento de análisis se recopilará la información extraída y preparará para facilitar su comprensión. De esta forma, principalmente se destacará el riesgo asociado al suceso y las conclusiones del estudio.

Una vez finalizado el proceso de análisis en profundidad de un suceso determinado bien por métodos deterministas o bien por métodos probabilistas, se procederá al estudio del mismo con la determinación de las medidas a tomar.



7.2.3 Medidas correctoras e implementación.

Como se puede observar en el esquema general del proceso de análisis, Figura 7.1, la etapa siguiente al análisis en profundidad es la determinación de las medidas oportunas y la implementación.

De este modo, a partir de los informes realizados en la etapa precedente, se decidirán cuales son las medidas a tomar para evitar en un futuro posibles sucesos similares. Además se especificará su implementación en tiempo real.

Con ello se pretende minimizar la probabilidad de daño al núcleo de futuros sucesos que tengan lugar en la planta o bien eliminar por completo el acontecimiento de los mismos.

Asimismo, habrá una realimentación del proceso en general para conocer si realmente se han cumplido con los objetivos descritos o por el contrario es necesario rectificar en las medidas tomadas para la mejora del funcionamiento de la central.



8 PRESUPUESTO

Para la elaboración del presupuesto correspondiente al presente estudio, se han tenido en cuenta los siguientes parámetros:

- Ingeniero Industrial.

En este campo se computan los desplazamientos a la sede de Tecnatom S.A. situada en l'Hospitalet de l' Infant (Tarragona), así como la dedicación a la búsqueda de la información para la realización de la memoria y la elaboración de la misma.

	Tiempo (horas)	Coste hora (€/h)	Coste total (€)
Estudio	210	50	10.500
Redacción	90	10	900
Desplazamientos	5	9	45

Tabla 8.1 Coste de un Ingeniero Industrial

- Ingeniero Industrial de Vandellós II.

En este caso se contabiliza la dedicación por parte de un Ingeniero Superior en las instalaciones de Vandellós II en el acceso a la intranet de Tecnatom S.A. y más concretamente en la base de datos BDIO para la facilitación a la persona responsable de la realización del proyecto de la información solicitada. Asimismo también se tiene en cuenta el tiempo invertido en la revisión, selección y remisión de los informes de explotación de la central en concreto.

	Tiempo (horas)	Coste hora (€/h)	Coste total (€)
Ingeniero Superior (Vandellós II)	15	60	900

Tabla 8.2 Coste de un Ingeniero Superior de Vandellós II



- Relaciones públicas del Consejo de Seguridad Nuclear.

Además se deberá anotar el coste asociado al envío de la información solicitada al Consejo así como la atención recibida por la persona responsable del mismo.

	Tiempo (horas)	Coste hora (€/h)	Coste total (€)
Relaciones Públicas (CSN)	4	40	160

Tabla 8.3 Coste de un Relaciones Públicas del Consejo de Seguridad Nuclear

De este modo, según los datos aportados, el total del presupuesto sin el impuesto de valor añadido (IVA) referido a la realización del presente proyecto será el siguiente:

	Coste (€)
Ingeniero Industrial	10.500
Ingeniero Industrial (Vandellós II)	900
Relaciones Públicas (CSN)	160
Total (€)	11.560

Tabla 8.4 Coste total del proyecto



CONCLUSIONES

El proceso de notificación derivado del acontecimiento de un suceso en una central nuclear es la principal fuente de alimentación de acciones posteriores en el tratamiento del mismo. De este modo, se destaca la importancia de un correcto procedimiento de información por parte del titular de cualquier instalación hacia el CSN, tanto en precisión del contenido como, en la medida posible, en la celeridad en facilitar éste.

Asimismo, se consideran los sucesos notificables como un buen indicador de seguridad en una central nuclear junto con las paradas tanto programadas como no programadas llevadas a cabo. De esta manera, se justifica la importancia de ambos términos como medida del buen funcionamiento de una central.

Además, no tan importante puede ser el número de sucesos notificados como la calificación atorgada a cada uno de ellos. No obstante, en el complejo proceso de evaluación de un suceso notificable se debe ser precavido en la calificación atribuida, tanto por defecto como por exceso, puesto que la escala INES, como herramienta informativa, tiene gran repercusión en el público en general.

De esta forma, se explica la relación existente entre un elevado número de sucesos calificados a un bajo nivel de la escala y, opuestamente, una baja o nula cifra de los mismos para los niveles superiores de la escala.

Para corregir posibles errores o deficiencias en el funcionamiento de una instalación, se destaca el peso del proceso de análisis de los sucesos notificables por parte de la propia central. Así, es tan significativo el mismo procedimiento de análisis basado en la combinación de las técnicas deterministas y probabilistas, como los resultados deducidos. Del mismo modo, notar la importancia de las conclusiones del estudio de un suceso determinado como parte de la propia Experiencia Operativa.



AGRADECIMIENTOS

La autora del presente estudio, Raquel Callarisa Bel, quiere agradecer al departamento de Física y Nuclear de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales (ETSEIB) de la Universidad Politécnica de Cataluña (UPC), la posibilidad de llevar a cabo el proyecto final de carrera en el ámbito de la energía nuclear por la concesión de una beca a través del convenio existente con el Consejo de Seguridad Nuclear.

Asimismo, desea dar las gracias al profesor Carlos Tapia, por la aceptación de la dirección del proyecto y posteriormente, la dedicación e interés mostrados durante la realización del mismo.

Además, mostrar la satisfacción por la colaboración del personal de la central nuclear de Vandellós II y del Consejo de Seguridad Nuclear en la obtención y facilitación de la información solicitada.



BIBLIOGRAFÍA

Referencias bibliográficas

- [1] Guía de Seguridad 1.7. Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares. CSN, 1997. ISBN 84-87275-67-2. Referencia GSG-01.07.
- [2] Guía de Seguridad 1.6. Sucesos notificables en centrales nucleares. CSN, 1990. ISBN 84-87275-47-8. Referencia GSG-01.06.
- [3] Base de Datos de las Centrales Nucleares Españolas (DANCE)
- [4] Resumen explotación central nuclear de Vandellós II (1997-2004)
- [5] The Internacional Nuclear Event Scale (INES). User's Manual. 2001 Edition. Jointly prepared by IAEA and OECD/NEA. International Atomic Agency, Vienna, 2001.
- [6] Associació Nuclear Ascó-Vandellós II [www.anav.es, septiembre-octubre 2005]
- [7] International Atomic Energy Agency. Precursor analysis-The use of deterministic and PSA based methods in the event investigation process at nuclear power plants. IAEA-TECDOC-1417, International Atomic Energy Agency, 2004.
- [8] Seguridad Nuclear. Revista del CSN. Año IX/ Número 35, II Trimestre 2005. Edit. SENDA SA.
- [9] International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. Safety Series No. 115, IAEA, Vienna 1996.
- [10] International Atomic Energy Agency. Measurement of Radionuclides in Food and the Environment. Technical Reports Series N° 295. Vienna, 1989.
- [11] RadioProtección, Revista de la Sociedad Nuclear Española de Protección Radiológica. Septiembre 2000.
- [12] Ministerio de Agricultura, Pesca y Alimentación. [www.mapya.es, noviembre 2005]
- [13] Turner D. Bruce. Workbook of atmospheric dispersion estimates. An introduction to dispersion modeling. Lewis Publishers, 1994.
- [14] Browne, E. and Firestone, R. Table of Radiactive Isotopes. Ed. Shirley, 1986.



Bibliografía complementaria

Guía de Seguridad 1.3. Plan de emergencia en centrales nucleares. CSN, 1987. ISBN 84-87275-44-3. Referencia GSG-01.03.

Radiation and Nuclear Safety Authority of Finland (STUK). Guide YVL 1.12. INES classification of events at nuclear facilities. January 2002, Helsinki.

Generic Models for use in Assessing the impact of Discharges of Radiactive Substances to the Environment. Safety Reports Series No. 19, IAEA, Vienna 1996.

Turner D. Bruce. Workbook of atmospheric dispersion estimates. An introduction to dispersion modeling. Lewis Publishers, 1994.

Generic Models for use in Assessing the impact of Discharges of Radiactive Substances to the Environment. Safety Reports Series No. 19, IAEA, Vienna 1996.

Browne, E. and Firestone, R. Table of Radiactive Isotopes. Ed. Shirley, 1986.

Nuclear España, Revista de la Sociedad Nuclear Española. Edit. SENDA SA. Mayo 1999, N° 196, pg. 7-26.

Nuclear España, Revista de la Sociedad Nuclear Española. Edit. SENDA SA. Abril 2005, N° 248, pg. 62-68, 75-79.

Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Resumen año 1997. CSN, 1998.

Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Resumen año 1998. CSN, 1999.

Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Resumen año 1999. CSN, 2000.

Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Resumen año 2000. CSN, 2001.

Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Resumen año 2001. CSN, 2002.



Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Resumen año 2002. CSN, 2003.

Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Resumen año 2003. CSN, 2004.

Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Resumen año 2004. CSN, 2005.

Associació Nuclear Ascó-Vandellós II [www.anav.es, septiembre 2005]

Consejo de Seguridad Nuclear [www.csn.es, julio-diciembre 2005]

Foro nuclear [www.foronuclear.org, julio-diciembre 2005]

Sociedad Nuclear Española [www.sne.es, octubre-noviembre 2005]

UNESA [www.unesa.es, octubre-noviembre 2005]

