



**FUKUSHIMA**  
**ACCIDENTE NUCLEAR**

## **UNIDAD DIDÁCTICA 3**

### **EL ACCIDENTE NUCLEAR**



## Introducción



Vídeo Introducción: <https://www.youtube.com/watch?v=fLPkKLjC1M>

### 3.1 Qué es un accidente nuclear

Un accidente nuclear o incidente nuclear, dependiendo de la gravedad, se denomina a la emisión involuntaria y accidental de materiales radiactivos o un nivel de radiactividad susceptible de perjudicar la salud pública.

Por ejemplo, un accidente nuclear podría ser la avería en un reactor de una central nuclear y un accidente por radiación podría ser el vertido de una fuente de radiación a un río.

#### **Accidente nuclear e incidente nuclear**

Se califica de incidente o de accidente nuclear en función de su gravedad y de sus consecuencias sobre la población y el medio ambiente.

Los accidentes radiológicos pueden suceder en una central nuclear o fuera, es decir, en un establecimiento que lleva a cabo una actividad nuclear (hospitales, laboratorios de investigación...) o bien debido a la pérdida de una fuente radiactiva, o bien por diseminación involuntaria o voluntaria de sustancias radiactivas en el medio ambiente.

Para medir la gravedad de un acontecimiento, existe una escala internacional: escala INES.

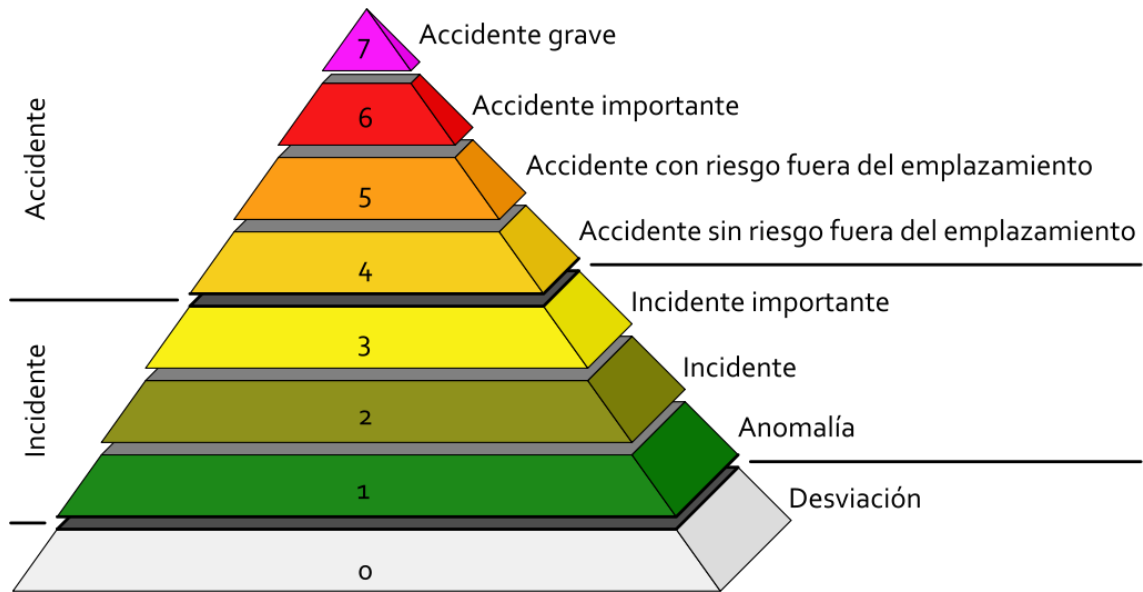
#### **Escala Internacional de Accidentes Nucleares (INES)**

La Escala Internacional de Eventos Nucleares (más conocida por sus siglas en inglés, INES (International Nuclear Event Scale) fue introducida por el Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA) para permitir la comunicación sin falta de información importante de seguridad en caso de accidentes nucleares y facilitar el conocimiento de los medios de comunicación y la población de su importancia en materia de seguridad.

La escala pretende ser una escala logarítmica, similar a la escala de magnitud de momento que se utiliza para describir la magnitud comparativa de los terremotos, como vimos en la UD2. Cada nivel representa el aumento de un accidente aproximadamente diez veces más grave que el nivel anterior. En comparación con los terremotos, donde la intensidad del evento puede ser evaluada cuantitativamente, el nivel de gravedad de un desastre hecho por el hombre, como un accidente nuclear, está más sujeto a interpretación. Debido a la dificultad de interpretación, el nivel INES de un incidente se asigna después de que ocurra el incidente. Por lo tanto, la escala tiene una capacidad muy limitada para ayudar en el despliegue de la ayuda por desastres.

Se ha definido un número de criterios e indicadores para asegurar la información coherente de acontecimientos nucleares por autoridades oficiales diferentes. En la figura 1, podemos ver los 7 niveles en la escala INES, de los cuales los 3 primeros son incidentes sin consecuencias en el exterior de la planta, y los otros 4 son accidentes.

Figura 1. Escala Internacional de Accidentes Nucleares (INES)



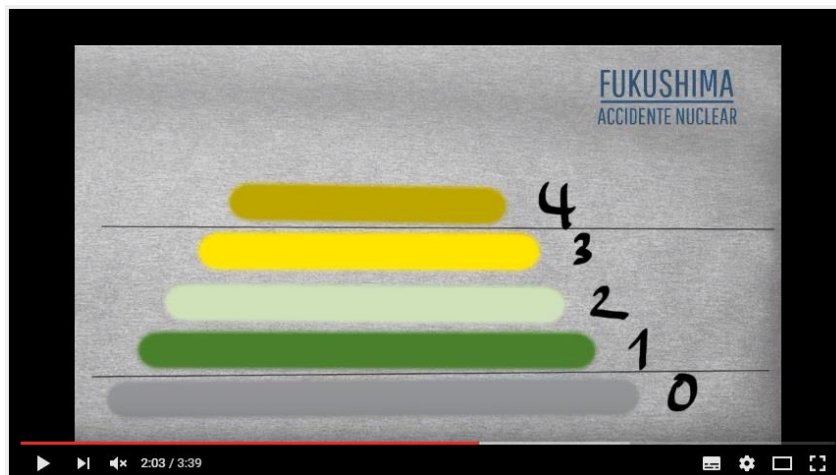
Fuente: Silver Spoon.

[https://es.wikipedia.org/wiki/Archivo:INES\\_es.svg](https://es.wikipedia.org/wiki/Archivo:INES_es.svg)

15/03/2016 (CC BY SA 3.0)

Los sucesos en las instalaciones nucleares españolas clasificados por encima del nivel 0 han sido en total 27. Los más graves fueron el ocurrido en la central nuclear de Vandellós el 19 de octubre de 1989 (catalogado con nivel 3) y tres años después el que ocurrió en la central nuclear de Trillo el 31 de enero de 1992 (catalogado con nivel 2). El resto han sido clasificados con nivel 1.

A nivel internacional los sucesos más relevantes han sido el accidente de Chernóbil (Unión Soviética) en 1986 (nivel 7) y el de Three Mile Island (Estados Unidos) en 1979 (nivel 5). El accidente nuclear que estamos estudiando, el de Fukushima Dai-ichi alcanzó el nivel 7.



Vídeo 1: <https://www.youtube.com/watch?v=K5-KwgscNrU>

### **Fusión del núcleo**

La fusión nuclear del núcleo, es un término informal que define un accidente nuclear grave que resulta en daños en el núcleo por sobrecalentamiento. El término no está definido oficialmente por la IAEA. Sin embargo, se utiliza para referirse a la fusión accidental del núcleo de un reactor nuclear, y es usado comúnmente para hacer referencia a un colapso completo o parcial del núcleo. "Accidente con fusión del núcleo" y "fusión parcial del núcleo" son los términos técnicos análogos para una fusión.

Un accidente con fusión del núcleo se produce cuando el calor generado por un reactor nuclear supera el calor eliminado por los sistemas de refrigeración hasta el punto donde la temperatura en al menos uno de los elementos de combustible nuclear es superior a su punto de fusión. Esto difiere del caso de fallo del elemento de combustible, que no está causado por altas temperaturas. La fusión puede ser causada por una pérdida de refrigerante, la pérdida de presión del refrigerante, un bajo caudal de refrigerante o ser el resultado de una desviación crítica en la que se hace funcionar al reactor a un nivel de potencia que exceda sus límites de diseño. Alternativamente, también podría producirse la fusión del núcleo en una central nuclear como consecuencia de fuego externo.

Una vez que los elementos de combustible de un reactor comienzan a fundirse, se compromete la integridad de las vainas de combustible y tanto el combustible nuclear como los productos de fisión (Cesio-137, Criptón-85 o Yodo-131) pueden filtrarse al refrigerante. Posteriores fallos pueden permitir que estos radioisótopos consigan traspasar capas adicionales de contención. El vapor sobrecalentado y el metal caliente en el interior del núcleo pueden dar lugar a interacciones combustible-refrigerante, explosiones de hidrógeno o un golpe de ariete, cualquiera de los cuales podría destruir partes de la contención. Una fusión se considera muy grave debido a la posibilidad de que los materiales radiactivos sorteen las distintas contenciones y puedan escapar y ser liberados al medio ambiente, con sus correspondientes consecuencias radiológicas.

### **Causas de la fusión del núcleo**

Para que se produzca la fusión de núcleo ha de producirse una cadena de fallos. Éstos pueden ser una pérdida de control de la presión, una pérdida de refrigerante, un aumento inadvertido de la potencia de generación, un incendio, o bien la combinación de varios de estos fallos.

En los accidentes debidos a pérdida de control de la presión del líquido refrigerante éste cae por debajo de los niveles operacionales, a veces sin que los operadores tengan indicios de ello. Si se usa un gas inerte como refrigerante, se reduce la eficiencia en la transferencia del calor, mientras que si se utiliza agua a presión se genera una burbuja de vapor que rodea el combustible. En este último caso, debido al calentamiento del vapor la presión necesaria para

enfriar dicha burbuja puede exceder los valores especificados para el diseño, con lo que el enfriamiento tardaría mucho más en producirse. Además, la burbuja de vapor podría producir una explosión por el exceso de presión, como ocurrió en el Accidente de Chernóbil o en el Accidente de Fukushima.

Si se produce una pérdida de refrigerante es muy probable que se experimenten pérdidas de control de presión, o síntomas similares. La pérdida del refrigerante ocasionaría un desequilibrio en la transferencia de calor del núcleo al refrigerante, o bien la formación de una burbuja que acumule dicho calor.

Cuando se produce un aumento de la potencia por encima de los niveles tolerables se aumenta, de forma consecuente, la reactividad, pudiendo llegar a sobrepasar los parámetros de diseño del reactor. La reacción en cadena aumenta exponencialmente, provocando, con ello, un aumento súbito del calor generado.

En ocasiones el problema se debe a incendios, bien dentro del núcleo, bien en instalaciones relacionadas. Un incendio dentro del núcleo contribuye a aumentar el calor del material radiactivo y, con ello, a favorecer su fundición. Esto es posible en algunos reactores que son moderados por hidrógeno o grafito: si se manipula sin cuidado el refrigerante puede sobrepasarse su tolerancia a la temperatura y originarse un incendio. Si el incendio se produce en otras instalaciones (por ejemplo, en los sistemas de cableado), es posible que se pierda el control de la reacción, debido a la inutilización de los dispositivos electrónicos.

Para que se produzca la fusión de núcleo no es estrictamente necesario que el reactor esté funcionando y en su estado óptimo de criticidad. En caso de un accidente, la presencia de fuego y el calor residual pueden prolongar la citada fusión.

### **Fusión del núcleo en los reactores de agua ligera**

Para que el núcleo de un reactor de agua ligera pueda llegar a fundirse tienen que darse necesariamente estos dos eventos:

- Un fallo que conduce a la imposibilidad de eliminar el calor del interior del núcleo (pérdida de refrigeración). El descenso del nivel de agua deja el núcleo al descubierto aumentando así su temperatura.
- Fallo en el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS). El ECCS está diseñado para enfriar rápidamente el núcleo y que sea seguro en caso del mayor fallo posible imaginado por el regulador y por los ingenieros (accidente base de diseño). El ECCS es redundante, con al menos dos sistemas en cada reactor. Cada uno de estos sistemas es capaz por sí mismo de responder a las circunstancias del accidente. Mientras al menos uno de los ECCS funcione, no puede producirse daño en el núcleo. Cada uno de los sistemas ECCS redundantes posee asimismo redundancia en muchos de sus componentes, para poder soportar múltiples fallos de los componentes en su interior.

Si se diesen tales fallos con la consiguiente pérdida de todos los sistemas ECCS, podemos diferenciar 6 pasos entre el inicio del primer fallo (pérdida de refrigeración) y la fusión del núcleo en la contención:

1. Núcleo al descubierto. En el caso de un fallo transitorio, limitante o crítico, los reactores de agua ligera están diseñados para ir a SCRAM (apagado de emergencia que implica la inserción de todas las barras de control) y activar el ECCS.

-Profundiza 1-

De esta manera se reduce de forma importante la potencia térmica del reactor, pero no la detiene. Se retrasa el descubrimiento del núcleo, que se define como el punto donde las barras de combustible ya no están cubiertas de refrigerante y su temperatura comienza a elevarse.

2. Calentamiento. En la ausencia de una mezcla bifase atravesando el núcleo o de adición de agua para compensar la evaporación, las barras de combustible en el entorno de vapor irán aumentando su temperatura con un ratio entre 0,3°C y 1°C por segundo.
3. Hinchado de las vainas. En menos de media hora, la temperatura del núcleo habrá alcanzado los 830°C. A esta temperatura la vaina de zircalloy de las barras de combustible se hincha y arde. Este es el primer estadio del daño en el núcleo. El hinchado de las vainas puede bloquear una parte importante del área de flujo del núcleo y reducir el flujo de refrigerante, empeorando la situación. De todas maneras, el bloqueo completo del núcleo es poco probable porque no todas las vainas se hinchan en el mismo sentido. En este caso, la adición de suficiente agua puede refrigerar el núcleo y detener la progresión de daños en el núcleo. En la figura 2 podemos observar el hinchado y rotura de las vainas.

Figura 2. Hinchado y rotura de las vainas de combustible.



Fuente: US NRC.  
18/05/2016 (Dominio público)

4. Oxidación rápida. El siguiente paso, comenzando aproximadamente a los 1230°C es la rápida oxidación del zircalloy por el vapor. En el proceso de oxidación, se produce hidrógeno y se libera una gran cantidad de calor. A partir de los 1230°C, el calor de oxidación es superior al calor residual a menos que el ratio de oxidación quede limitado por el suministro de zircalloy o vapor.
5. Formación de la costra. Cuando la temperatura en el núcleo alcanza los 1430°C, los materiales fundidos fluyen y se solidifican en el espacio entre la parte inferior de las barras de combustible, donde la temperatura es relativamente más baja. Con temperaturas superiores a los 1430°C, la temperatura del núcleo puede aumentar en pocos minutos hasta el punto de fusión del zircalloy (1880°C) debido al incremento en la tasa de oxidación. Cuando las vainas oxidadas se rompen, el zircalloy fundido junto con el óxido de uranio disuelto fluye hacia la parte inferior del núcleo donde solidifica. Junto con los materiales solidificados anteriormente, el zircalloy y el óxido de uranio forman la costra inferior.
6. Precipitado al fondo de la vasija. En el caso de que exista agua en el fondo de la vasija en el momento en que todo el material fundido (corium) se precipita, la llegada del material más caliente la vaporizaría súbitamente, con lo que aumentaría la presión así como el riesgo de producirse una explosión de vapor. Durante el precipitado, el circonio no oxidado en el material fundido puede oxidarse por el vapor y producir hidrógeno en el proceso.

En este punto en que el corium se ha precipitado al fondo de la vasija existe la posibilidad de que se produzca un incidente llamado Interacción Combustible-



Refrigerante (FCI en siglas en inglés) que podría romper la contención primaria de la vasija. Esto se debe a que puede existir en el fondo de la vasija una cantidad sustancial de agua (refrigerante) en estado líquido y a una temperatura muy inferior a la temperatura del corium. Como el corium es un eutéctico metal-cerámica líquido a temperaturas entre 1930°C y 2930°C al caer en agua líquida entre 277°C y 327°C se puede producir una rápida producción de vapor que aumentaría la presión de forma extremadamente rápida que podría producir un fallo estructural en la vasija.

## 3.2 Los accidentes nucleares más importantes

A continuación encontraremos una breve descripción de los principales accidentes que involucran materiales nucleares a lo largo de la historia:

### 1952 y 1958 - Accidente nuclear en la central nuclear de Chalk River, Canadá

El 12 de diciembre de 1952 en Canadá se produce el primer accidente nuclear serio, en el reactor nuclear NRX de Chalk River. Un fallo en los sistemas de apagado y varios errores de los operadores provocaron una reacción en cadena que aumentó la producción de energía del reactor a más del doble del nivel normal. El agua pesada del reactor, usada como moderador, fue purgada, apagando la reacción en menos de 30 segundos. Una serie subsiguiente de explosiones de hidrógeno dañó severamente el interior de reactor. Se liberaron los productos de fisión de unos 30 kg de uranio a través de la pila del reactor. Agua ligera (usada como refrigerante) irradiada se derramó a través del circuito de refrigeración dañado en el edificio del reactor; unos 4000 metros cúbicos de esta agua se bombearon a una zona de desecho para evitar la contaminación del río Ottawa. Los controles posteriores de las fuentes de agua en las cercanías no revelaron indicios de contaminación. No hubo muertos o heridos como resultado directo del incidente.

Figura 3. Central nuclear de Chalk River



Fuente: Ryan Padraic.

[https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Chalk\\_River\\_Laboratories.jpg](https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Chalk_River_Laboratories.jpg)

22/03/2016 (CC BY SA 3.0)

El 24 de mayo de 1958, también en Canadá y en la misma central nuclear de Chalk River: en el reactor NRU una varilla de combustible de uranio se incendió y se partió en dos al intentar retirarla del núcleo del reactor, debido a una refrigeración inadecuada. El fuego fue extinguido, pero no antes de liberar una cantidad notable de productos de combustión radiactivos; la contaminación radiactiva afectó el interior del edificio del reactor y, en menor grado, un área alrededor del laboratorio.

### 1957 - Accidente nuclear en Windscale Pile, Reino Unido

En octubre de 1957, se produce un accidente nuclear en el reactor número uno de Windscale, Cumberland (ahora Sellafield, Cumbria). Este accidente se convirtió en el peor accidente nuclear de la historia del Reino Unido clasificado en el nivel 5 de la escala INES.

Figura 4. Central nuclear de Windscale Pile



Fuente: Chris Eaton

<http://www.geograph.org.uk/photo/330062>

22/03/2016 (CC BY SA 2.0)

El incendio del reactor nuclear condujo a la liberación de materiales radiactivos en la zona circundante. La radiación podría haber causado cerca de 240 casos de cáncer. No se evacuó a nadie de la zona afectada, pero hubo preocupación por la posible contaminación de la leche.

Los conductos de aire de salida del reactor se sellaron y se eliminaron los cartuchos de combustible. El segundo reactor en el sitio también fue cerrado, aunque sin daños por el fuego.

### 1979 - Accidente nuclear en la central nuclear de Three Mile Island, EEUU

En marzo de 1979 la central nuclear de Three Mile Island tuvo un grave accidente nuclear después del primer año de funcionamiento. La mala interpretación de los datos provocó errores muy graves en determinadas decisiones del personal de la central. Aunque el núcleo del reactor nuclear quedó fuertemente dañado tuvo un escape limitado de productos radiactivos al exterior. El accidente fue clasificado como nivel 5 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Figura 5. Central nuclear de Three Mile Island



Fuente: United States Department of Energy

<http://ma.mbe.doe.gov/me70/history/photos.htm>

22/03/2016 (CC BY SA 2.0)

### 1980 - Accidente nuclear en la central nuclear Saint Laurent des Eaux, Francia

El peor accidente nuclear de Francia se produjo en la central nuclear Saint Laurent des Eaux en el río Loire. Sucedió en marzo de 1980, un fallo en el sistema de enfriamiento causó el derretimiento de un canal de combustible en el reactor Saint Laurent A2.

Figura 6. Central nuclear de Saint Laurent des Eaux



Fuente: I, Nitot  
<https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Centrale-nucleaire-Saint-Laurent-des-Eaux.jpg>  
22/03/2016 (CC BY SA 3.0)

Se clasificó el accidente nuclear como nivel 4 en la escala INES. Ningún material radiactivo fue lanzado fuera de la central.

#### 1986 - Accidente nuclear de la central nuclear de Chernobyl, Ucrania

El peor accidente nuclear de la historia En abril de 1986, ocurrió el accidente nuclear más importante de la historia en la central nuclear de Chernobyl por una sucesión de errores humanos en el transcurso de unas pruebas planificadas con anterioridad. Fue clasificado como nivel 7 (“accidente nuclear grave”) en la Escala INES.

Figura 7. Central nuclear de Chernobyl



Fuente: Ingmar Runge  
[https://en.wikipedia.org/wiki/File:Chernobyl\\_NPP\\_Site\\_Panorama\\_with\\_NSC\\_Construction\\_-\\_June\\_2013.jpg](https://en.wikipedia.org/wiki/File:Chernobyl_NPP_Site_Panorama_with_NSC_Construction_-_June_2013.jpg)  
22/03/2016 (CC BY SA 3.0)

En el siguiente enlace se encuentra un interesante documental de Jon Sistiaga sobre el accidente nuclear de Chernobyl:

<https://youtu.be/mrzszoQZ7KY>

#### 1989 - Accidente nuclear en la central nuclear de Vandellós I, España

El 19 de octubre de 1989 se declaró un incendio en la zona de turbinas, calificado a posteriori como incidente de nivel 3 en la escala INES ("incidente importante"), es decir, no provocó emisión de radioactividad al exterior. El elevado coste de las medidas exigidas por el organismo regulador español (CSN) para corregir las irregularidades detectadas hizo que la empresa explotadora decidiera su cierre definitivo.

Figura 8. Central nuclear de Vandellós I



Fuente: Enresa

<http://www.enresa.es/esp/inicio/actividades-y-proyectos/desmantelamiento-y-restauracion-medioambiental/desmantelamiento-de-la-cn-vandellos-i>

Esta imagen queda fuera de nuestra licencia Creative Commons 03/04/2016

En la actualidad la central se encuentra parcialmente desmantelada

### 1999 - Accidente nuclear en la planta de tratamiento de combustible de uranio de Tokaimura, Japón

En septiembre de 1999, el peor accidente nuclear de Japón antes del de la central nuclear Fukushima I, se produjo en la central de reprocesado de uranio en Tokai-mura, prefectura de Ibaraki, al noreste de Tokio. Un grupo de trabajadores vertía una solución de nitrato de uranio que contenía aproximadamente 16,6 kg de uranio, excediendo la masa crítica, en un tanque de precipitado. El tanque no estaba diseñado para disolver este tipo de solución ni para prevenir un caso de criticidad como el que se dio. Tres trabajadores fueron expuestos a dosis de radiación neutrónica por encima de lo permitido, y dos de ellos murieron.

El accidente se clasificó como nivel 4 según la Escala INES (“accidente sin riesgo significativo fuera del emplazamiento”), ya que las cantidades de radiación liberadas al exterior fueron muy pequeñas, y dentro de los límites establecidos y dentro del emplazamiento.

## 3.3 El accidente nuclear de Fukushima Dai-ichi

### Resumen

El 11 de marzo de 2011, a las 14:46 (tiempo estándar de Japón UTC+9) se produjo un terremoto magnitud 9,0 en la escala sismológica de magnitud de momento, en la costa noreste de Japón. Ese día los reactores 1, 2 y 3 estaban operando, mientras que las unidades 4, 5 y 6 estaban en corte por una inspección periódica. Cuando el terremoto fue detectado, las unidades 1, 2 y 3 se apagaron automáticamente (proceso automático de parada llamado SCRAM en reactores con agua en ebullición). Al apagarse los reactores, paró la producción de electricidad. Normalmente los reactores pueden usar la electricidad del tendido eléctrico externo para enfriamiento y centro de control, pero la red externa quedó dañada por el terremoto. Los motores diésel de emergencia para la generación de electricidad comenzaron a funcionar normalmente, pero la llegada del tsunami a las 15:41 provocó su parada.

La ausencia de un muro de contención adecuado para los tsunamis de más de 38 metros que han sucedido en la región permitió que el maremoto (de 15 metros en la central y hasta 40,5 en otras zonas) penetrase sin oposición alguna. La presencia de numerosos sistemas críticos en áreas inundables facilitó que se produjese una cascada de fallos tecnológicos, culminando con la pérdida completa de control sobre la central y sus reactores.

Los primeros fallos técnicos se registraron el mismo día en que se produjo el sismo, viernes 11 de marzo, con la parada de los sistemas de refrigeración de dos reactores y de cuatro generadores de emergencia. A consecuencia de estos incidentes surgieron evidencias de una fusión del núcleo parcial en los reactores 1, 2 y 3, explosiones de hidrógeno que destruyeron el revestimiento superior de los edificios que albergaban los reactores 1,3 y 4 y una explosión que dañó el tanque de contención en el interior del reactor 2. También se sucedieron múltiples incendios en el reactor 4. Además, las barras de combustible nuclear gastado almacenadas en las piscinas de combustible gastado de las unidades 1-4 comenzaron a sobrecalentarse cuando los niveles de dichas piscinas bajaron. El reactor 3 empleaba un combustible especialmente peligroso denominado "MOX", formado por una mezcla de uranio más plutonio.

El miedo a filtraciones de radiación llevó a las autoridades a evacuar un radio de veinte kilómetros alrededor de la planta, extendiendo luego este radio a treinta y posteriormente a cuarenta. Los trabajadores de la planta sufrieron exposición a radiación en varias oportunidades y fueron evacuados temporalmente en distintas ocasiones.

El lunes 11 de abril la Agencia de Seguridad Nuclear e Industrial (NISA) elevó el nivel de gravedad del incidente a 7 para los reactores 1, 2 y 3, el máximo en la escala INES y el mismo nivel que alcanzó el accidente de Chernobyl de 1986.

### Timeline: las 125 primeras horas

El timeline sólo está disponible desde la página web:

<http://fukushima-1188.appspot.com/3/3>



## Sucesos posteriores

Dada la magnitud del incidente, las autoridades declararon inmediatamente el «estado de emergencia nuclear», procediendo a la adopción de medidas urgentes encaminadas a paliar los efectos del accidente. Así, se evacuó a la población residente en las zonas adyacentes (con un aumento progresivo del perímetro de seguridad) y se movilizaron las fuerzas armadas para controlar la situación. En el transcurso de los días se fueron tomando nuevas decisiones, como inyectar agua marina y ácido bórico en alguno de los reactores, suministrar yoduro de potasio a la población o desplazar los vuelos de la aviación civil del entorno de la central afectada. Las medidas adoptadas, tanto las dirigidas a controlar el accidente nuclear como las enfocadas a garantizar la estabilidad del sistema financiero nipón, fueron respaldadas por organismos tales como la Organización Mundial de la Salud o el Fondo Monetario Internacional.

### *Reposición del agua en la piscina de combustible gastado de las Unidades 3 y 4*

El miércoles 16 de marzo por la tarde se realizó una inspección visual a distancia desde un helicóptero, ante la preocupación por el estado de las piscinas de combustible gastado de las Unidades 3 y 4. La inspección confirmó que en la piscina de combustible gastado de la Unidad 4 había suficiente agua para cubrir los conjuntos combustibles; en cambio, las observaciones no fueron concluyentes para la piscina de combustible gastado de la Unidad 3, por lo que su rellenado se convirtió en una alta prioridad.

El primer suministro de agua a la piscina de combustible gastado de la Unidad 3 comenzó el día 17 de Marzo. En la piscina de combustible gastado de la Unidad 4 el rociado de agua comenzó el 20 de marzo.

Para asegurarse de que el combustible gastado no quedara expuesto, el rociado de las piscinas continuó intermitentemente durante el mes de marzo, utilizando carros hidrantes, camiones de bomberos o vehículos con bombas para impeler hormigón. En abril y buena parte de mayo de 2011 se utilizó también el sistema de purificación y refrigeración de la piscina de combustible.

### *Restablecimiento del suministro eléctrico y término del apagón de la central*

Entre el 17 y el 20 de marzo se trabajó en el tendido de cables de energía eléctrica temporales hasta las Unidades 1 y 2. El domingo 20 de marzo, a las 15.46 horas, casi exactamente nueve días después del apagón de la central, se restableció el suministro eléctrico exterior en las Unidades 1 y 2 mediante este sistema temporal de abastecimiento de corriente alterna que puso fin al apagón en esas unidades.

En la Unidad 6, el suministro eléctrico del sistema de refrigeración del segundo generador diésel de emergencia refrigerado por agua se restableció creando una conexión con el generador refrigerado por aire que estaba operativo. El generador diésel de emergencia refrigerado por agua comenzó a funcionar nuevamente a las 4.22 horas del 19 de marzo, suministrando corriente alterna a las Unidades 5 y 6.

El apagón en las Unidades 3 y 4 terminó después de más de 14 días, cuando se restableció temporalmente el suministro eléctrico exterior a estas dos unidades, el 26 de marzo.

### *Logro de condiciones estables*

La Unidad 5 fue la primera en alcanzar el modo de parada fría, cuando se puso en servicio su sistema de evacuación del calor residual normal, a las 12.25 horas del 20 de marzo. La temperatura del reactor bajó a menos de 100 °C en aproximadamente dos horas, colocando a la Unidad 5 en el modo de parada fría a las 14.30 horas del 20 de marzo de 2011, casi nueve días después del inicio del accidente.

El sistema normal de evacuación del calor residual de la Unidad 6 se puso nuevamente en servicio, de manera parecida a la del sistema de la Unidad 5, a las 18.48 horas del mismo día. La temperatura del reactor bajó a valores inferiores a 100 °C en menos de una hora, colocando a la Unidad 6 en el modo de parada fría a las 19.27 horas también del 20 de marzo.

Para TEPCO, parada fría no sólo implica que la temperatura del combustible en el interior de los reactores está por debajo de los 100 grados centígrados sino que supone además que las emisiones de radiactividad se han reducido de forma sustancial en el perímetro de la planta hasta cerca de 1 milisievert anual.

Para las Unidades 1 a 3, TEPCO publicó el 17 de abril de 2011 un plan de acción titulado “Hoja de ruta para la recuperación del accidente en la central nuclear de Fukushima Dai-ichi de la TEPCO”. La hoja de ruta contenía las medidas que se debían adoptar para establecer la refrigeración estable de los reactores y el combustible gastado, reducir y monitorizar las emisiones radiactivas, controlar la acumulación de hidrógeno y prevenir la vuelta a la criticidad. Estas medidas se aplicaron en los nueve meses siguientes al accidente.

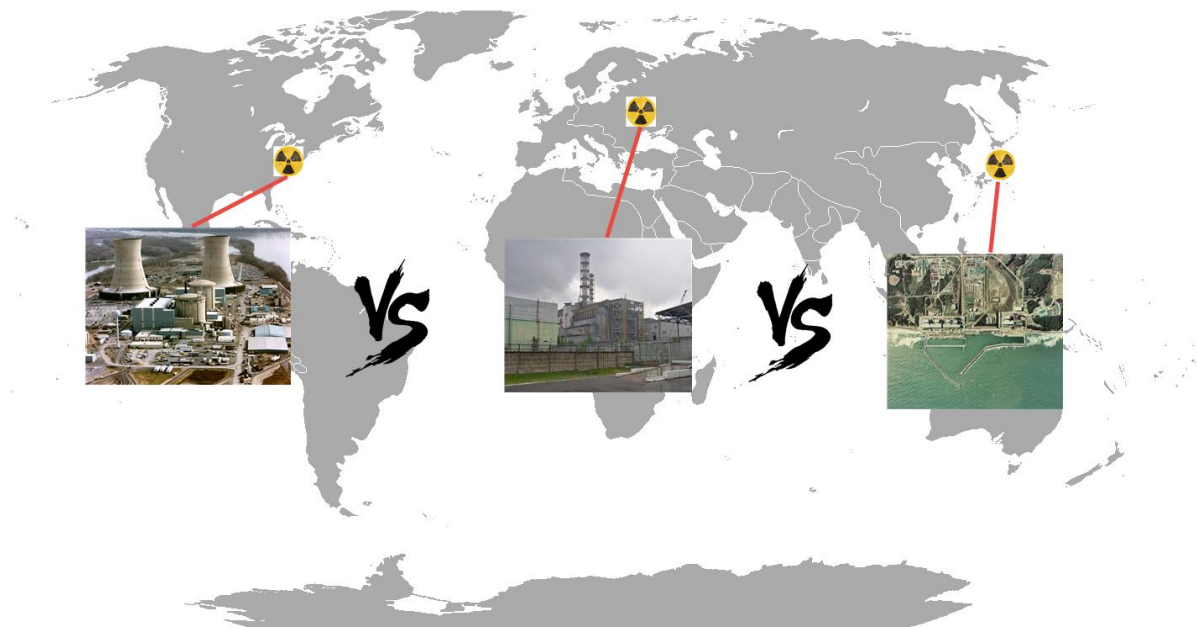
La hoja de ruta establecía dos condiciones que definirían el término del estado de accidente, o el ‘estado de parada fría’: el logro de una supresión considerable de las emisiones radiológicas y la disminución constante de las tasas de dosis de radiación; y el logro de los valores objetivo de algunos parámetros de la central prescritos en la hoja de ruta. El 19 de julio el Gobierno del Japón y la TEPCO anunciaron que la primera condición se había cumplido en las Unidades 1 a 3, y el 16 de diciembre de 2011 anunciaron que se había cumplido también la segunda condición en esas unidades. Este anuncio puso fin oficialmente a la fase de ‘accidente’ de los sucesos en la central nuclear de Fukushima Dai-ichi. Esta Hoja de Ruta la veremos con más detalle en la Unidad Didáctica 5.

Sin embargo, en la central persistían algunas condiciones inestables, por ejemplo fluctuaciones de las temperaturas, que se habían explicado aduciendo fallos en la instrumentación, o fluctuaciones en la medición de los productos de fisión. Entre marzo y abril de 2012 se alcanzaron parámetros más estables, mientras seguían los esfuerzos de gestión posterior al accidente. Además, prosiguieron los desafíos de la gestión de los desechos, por ejemplo las dificultades para hacer frente a la acumulación de agua radiactiva debido a la entrada de agua subterránea a los edificios y algunos fallos ocasionales del equipo. Cuando se redactó el informe, el Gobierno del Japón consideraba la central nuclear de Fukushima Dai-ichi una ‘instalación especificada como lugar de un accidente’.

### 3.4 Comparativa con los accidentes de Chernobyl y Three Mile Island

Para poder poner en perspectiva la magnitud de la catástrofe del accidente nuclear de Fukushima Dai-ichi, vamos a ponerlo en contexto con los dos accidentes nucleares de los que tenemos más información: la explosión de un reactor en la central de Chernobyl en Ucrania en 1986 y la fusión parcial de un reactor en la central de Three Mile Island en Pennsylvania en 1979.

Figura9. Fukushima vs Chernobyl vs Three Mile Island



Fuente: Elaboración propia

Así como en Fukushima y en Three Mile Island los reactores eran de agua ligera, reactores cuyo funcionamiento ya hemos visto en detalle en las unidades anteriores, en Chernobyl sin embargo los reactores eran un tipo diferente de máquina. Es lo que llamamos una pila atómica, los dispositivos creados inicialmente durante la segunda guerra mundial para producir plutonio para armamento atómico. La pila atómica es literalmente una pila de bloques de grafito de medio metro de longitud y un cuarto de metro cuadrado de superficie con un agujero en el centro a lo largo de su eje longitudinal. Estos bloques de grafito eran usados como moderador en lugar del agua que se usa en los reactores de agua ligera.

El problema de construir un reactor con bloques de grafito, es que el grafito arde. Contén el grafito ardiendo mediante una estructura de hormigón y explotará. Esto es exactamente lo que pasó en Chernobyl y es el motivo por el que ya no se construyen reactores moderados por grafito a día de hoy: el núcleo del reactor era una bomba esperando su momento.

Aquel día, durante una prueba en la que se simulaba un corte de suministro eléctrico, un aumento súbito de potencia en el reactor 4 de esta central nuclear produjo el sobrecalentamiento del núcleo del reactor nuclear, lo que terminó provocando la explosión del

hidrógeno acumulado en su interior. Básicamente se estaba experimentando con el reactor para comprobar si la energía de las turbinas podía generar suficiente electricidad para las bombas de refrigeración en caso de fallo (hasta que arrancaran los generadores diésel).

En Three Mile Island y Fukushima, como hemos comentado, los reactores estaban moderados por agua. Este fue uno de los mayores avances en seguridad de la década de los 50. Así como la tecnología de los reactores en Fukushima era BWR, los reactores de Three Mile Island, más modernos, eran de tipo PWR (reactores de agua a presión). Aquí la principal mejora en cuanto a seguridad es que el núcleo se mantiene bajo presión, lo que evita que el agua hierva y, conforme la temperatura del agua aumenta, su capacidad de moderar neutrones disminuye. De esta manera, el sistema se autoregula: si el núcleo se calienta demasiado deja de funcionar de forma eficiente y, por tanto, se enfría.

Pero como todo sistema, es susceptible de fallos y de errores humanos. Una válvula rota extrajo el refrigerante del núcleo y un panel de instrumentos mal diseñado confundió a los operadores que creyeron que el agua circulaba en sentido inverso permitiendo que se siguiese perdiendo. Cuando se dieron cuenta, ya se había producido suficiente daño como para que el agua radiactiva se hubiese mezclado con el agua que circula por los generadores de vapor. Este vapor radiactivo se liberó a través del sistema de filtrado de la central, donde se eliminaron casi todos los contaminantes peligrosos.

El reactor de Three Mile Island no se operó adecuadamente y no se extrajo el calor residual lo que provocó la fusión parcial del núcleo. La contención aguantó, por lo que las liberaciones de radiación fueron insignificantes. Supuso una limpieza y reparación caras, pero la fuga fue contenida de forma eficaz. No hubo heridos, nadie en un radio de 16 kilómetros recibió más radiación que la de una radiografía de pecho y los estudios epidemiológicos predijeron que no habrían víctimas mortales.

En el extremo opuesto se encontraba Chernobyl. Como el reactor explotó y éste no contaba con un edificio de contención, una ingente cantidad de residuos radiactivos muy peligrosos se expandió por una extensa área. Dos personas murieron en la explosión y unas decenas de los primeros trabajadores murieron en los tres primeros meses debido a la radiación. Las estimaciones de muertes posteriores varían en un amplio rango, dependiendo de la postura hacia las nucleares de quien las defiende, pero los mejores estudios epidemiológicos indican alrededor de 4000 muertes por cáncer en la región.

Aunque es en la siguiente unidad didáctica donde hablaremos en profundidad sobre emisiones radiactivas, magnitudes y la peligrosidad de los diferentes compuestos que se emitieron, podemos adelantar que en Fukushima se emitieron como máximo 500 PBq (Petabecquerels) de iodo-131. En Three Mile Island se emitieron 560 GBq (Gigabecquerels) y en Chernobyl 1760 PBq. Esto significa que en Fukushima se emitió un millón de veces más iodo-131 que en Three Mile Island y alrededor de un tercio de lo emitido en Chernobyl. Sin embargo, la situación fue diferente. El área alrededor de Fukushima fue rápidamente evacuada y se distribuyó de forma igualmente rápida el yoduro de potasio (la protección contra el iodo-131). Ninguna de estas cosas se hizo en Chernobyl. Hay que tener en cuenta que aunque el iodo-131 es muy peligroso tiene un corto periodo de vida y a los 80 días su presencia es prácticamente despreciable. El

resulta fue que en las primeras semanas, cuando el yodo-131 representaba un riesgo importante, había mucha gente expuesta cerca de Chernobyl y casi nadie en Fukushima.

También hay que tener en cuenta el cesio-137. Este radionucleido posee un periodo de semidesintegración de 30 años, que es mucho tiempo. En Three Mile Island no se emitió cesio-137 de forma apreciable pues fue filtrado. En Chernobyl se emitieron 85 PBq sobre el área circundante y este es el motivo por el que no es seguro volver todavía a la zona. En Fukushima, el cesio-137 estaba en el humo del combustible ardiendo y en el agua que se rocía sobre los núcleos dañados. Se emitió un máximo de 15 PBq al ambiente, poco más que la sexta parte de lo emitido en Chernobyl. Sin embargo, vuelve a haber una importante diferencia y es que en el caso de Fukushima, excepto la cantidad que sigue existiendo en el suelo de la zona evacuada y en los tanques de agua en la central, el resto del Cesio-137 se ha distribuido por todas partes mediante corrientes marinas y atmosféricas y esto implica que, aunque la contaminación de Fukushima puede detectarse alrededor de todo el mundo, se encuentra tan diluido que resulta irrelevante comparado con la radiactividad ya existente de forma natural en el entorno.

	<b>Fukushima Daiichi</b>	<b>Chernobyl</b>	<b>Three Mile Island</b>
--	--------------------------	------------------	--------------------------

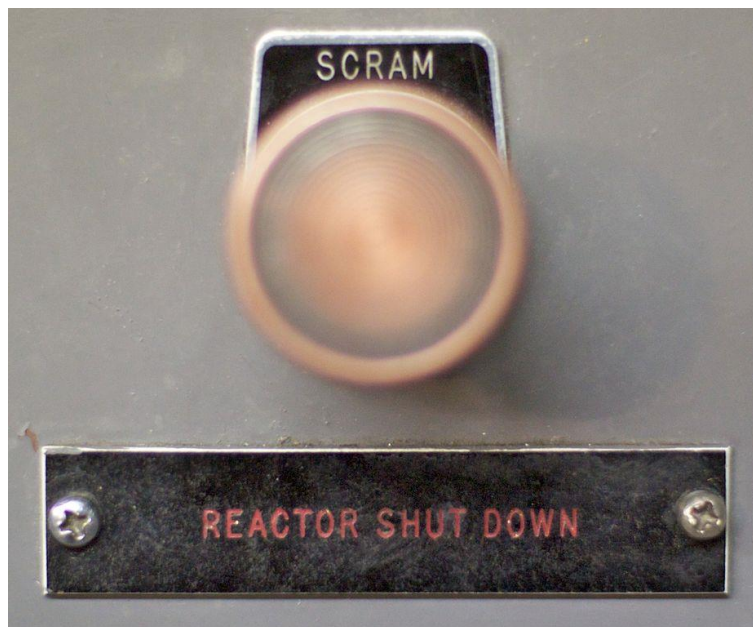
<b>Fecha del Accidente</b>	11 de Marzo de 2011	26 de Abril de 1986	28 de Marzo de 1979
<b>Nivel en la escala INES</b>	7	7	5
<b>Tipo de reactores</b>	Agua ligera: Reactor de agua en ebullición.	Tipo RBMK: Reactor moderado por grafito sin vasija de contención	Agua ligera: Reactor de agua a presión.
<b>Reactores afectados</b>	Unidades 1–4 (6 reactores en total)	Unidad 4 (4 reactores en total)	Unidad 2 (3 reactores en total)
<b>Potencia generada en el momento del accidente</b>	Unidad 1: 460 MW, Unidades 2–4: 784 MW	1000 MW	960 MW
<b>Fecha de puesta en servicio</b>	Marzo 1971 (Unidad 1) – Octubre 1978 (Unidad 4)	Marzo 1984	Diciembre 1978
<b>Naturaleza del accidente</b>	Pérdida de refrigerante debido a los daños causados por un terremoto y un tsunami.	Sobrecarga de potencia durante unas pruebas causa el incendio y explosión del reactor. Se liberan gran cantidad de materiales radiactivos.	Una combinación de fallos en el equipamiento y errores humanos causan la pérdida de refrigerante.
<b>Respuesta</b>	La refrigeración de emergencia se lleva a cabo bombeando agua de mar en los reactores.	Se encapsula completamente en un sarcófago de hormigón. Las unidades 1 a 3 siguen funcionando tras el accidente. (La unidad 2 paró definitivamente en 1991 tras un incendio, la unidad 1 en 1996 y la unidad 3 en el 2000.	Las bombas de refrigerante se devolvieron a poner en servicio y la situación de estabilizó. La vasija se abrió en 1984. El combustible se retiró en 1990. En 1993 se retiraron los materiales radiactivos.
<b>Radiación emitida</b>	500000 TBq	1760000 TBq	0,56 TBq
<b>Nº de personas evacuadas</b>	88700	Aproximadamente 116000 de un área de 30 km	Aproximadamente 200000 de un área de 24 km
<b>Nº de muertes</b>	0	33	0

## PROFUNDIZA

### Scram

El SCRAM es una parada de emergencia de un reactor nuclear, aunque el uso del término se ha extendido para cubrir la parada de cualquier sistema operacional complejo, como por ejemplo las granjas de servidores. En terminología de reactores nucleares comerciales, este tipo de paradas se llaman “SCRAM” en los reactores de agua en ebullición (BWR) y “DISPARO” en los reactores de agua a presión (PWR). En muchos casos, el SCRAM forma parte también del procedimiento de parada rutinaria.

Figura 10. Botón de SCRAM en el reactor experimental Breeder 1 (Estados Unidos)



Fuente: Alan Levine  
[https://en.wikipedia.org/wiki/File:EBR-I\\_-\\_SCRAM\\_button.jpg](https://en.wikipedia.org/wiki/File:EBR-I_-_SCRAM_button.jpg)  
18/05/2016 (CC BY 2.0)

En cualquier reactor, el SCRAM se consigue insertando gran cantidad de masas de reactividad negativa en medio del material fisible.

En los reactores de agua ligera, se insertan barras de control absorbentes de neutrones en el núcleo. El SCRAM está diseñado para liberar las barras de control del motor que las maneja y que su propio peso con ayuda de unos muelles las introduzca en el núcleo del reactor, deteniendo de forma rápida la reacción en cadena mediante la absorción de los neutrones liberados.

En los BWR, las barras de control se insertan desde la parte inferior de la vasija del reactor. En este caso una unidad de control hidráulica con un tanque presurizado

proporciona la fuerza necesaria para insertar las barras de control ante un corte de suministro eléctrico. Tanto en los reactores BWR como en los PWR hay sistemas secundarios (e incluso terciarios) que insertarían las barras de control en caso de fallar el sistema principal.

En los reactores de agua ligera también se suelen usar absorbedores de neutrones líquidos en los sistemas de parada rápida. A continuación de un SCRAM, si el reactor no se encuentra dentro de los márgenes de parada (es decir, podría volver a activarse la reacción en cadena), los operadores pueden inyectar soluciones absorbedoras de neutrones directamente en el refrigerante del reactor. Se trata de soluciones de tipo acuoso que contienen químicos que absorben neutrones, como el ácido bórico, nitrato de gadolinio, poliborato de sodio... que provocan el decrecimiento del número de neutrones liberados y, por tanto, la parada del reactor sin el uso de las barras de control. En los PWR, estas soluciones se almacenan en tanques presurizados llamados acumuladores que se conectan al circuito primario de refrigerante mediante válvulas. En todo momento se mantiene un nivel mínimo de esta solución en el refrigerante y es ante un fallo de las barras de control, que se aumenta la concentración. En los BWR, la solución absorbidora de neutrones se encuentra en el Standby Liquid Control System (SLCS), que utiliza un sistema redundante de bombas inyectoras que funcionan con baterías o, en los últimos modelos, nitrógeno a alta presión para inyectar la solución en la vasija del reactor independientemente de la presión que exista allí. Como pueden retrasar el reencendido del reactor, estos sistemas únicamente se utilizan si falla la inserción de las barras de control. Esto afecta especialmente a los BWR, en los que la inyección de boro líquido causaría el precipitado de compuestos de boro sólido sobre las vainas de combustible impidiendo el reencendido del reactor hasta que se retiren dicho depósitos.

En la mayoría de los diseños de reactor, el procedimiento rutinario de parada incluye el SCRAM para insertar las barras de control, ya que es el método más eficaz de insertar completamente dichas barras y evita la posibilidad de que éstas sean retiradas durante o después de la parada.