FUKUSHIMA
ACCIDENTE NUCLEAR

UNIDAD DIDÁCTICA 2

CONTEXTO Y ANTECEDENTES

CC BY NC SA

Introducción

Vídeo Introducción: https://www.youtube.com/watch?v=pjYobiPAATc

2.1 La Central Nuclear de Fukushima Dai-ichi

Introducción

La planta nuclear de Fukushima Dai-ichi o Fukushima 1 fue diseñada por la compañía estadounidense General Electric y comenzó a generar energía –fue conectada a la red eléctrica– en el año 1971.

Durante los años 1960 Estados Unidos apoyó a Japón para que adoptara la energía nuclear. Estados Unidos era entonces el dueño de la tecnología nuclear y dominaba la minería de uranio y boro. General Electric y Westinghouse fueron las empresas encargadas de instalar una red de plantas nucleares en Japón. Japón se incorporó a la AIEA, organización promovida por Estados Unidos, y firmó el Tratado de No Proliferación Nuclear.

-Profundiza 1-

En la figura 1 podemos observar la central nuclear en una fotografía aérea.

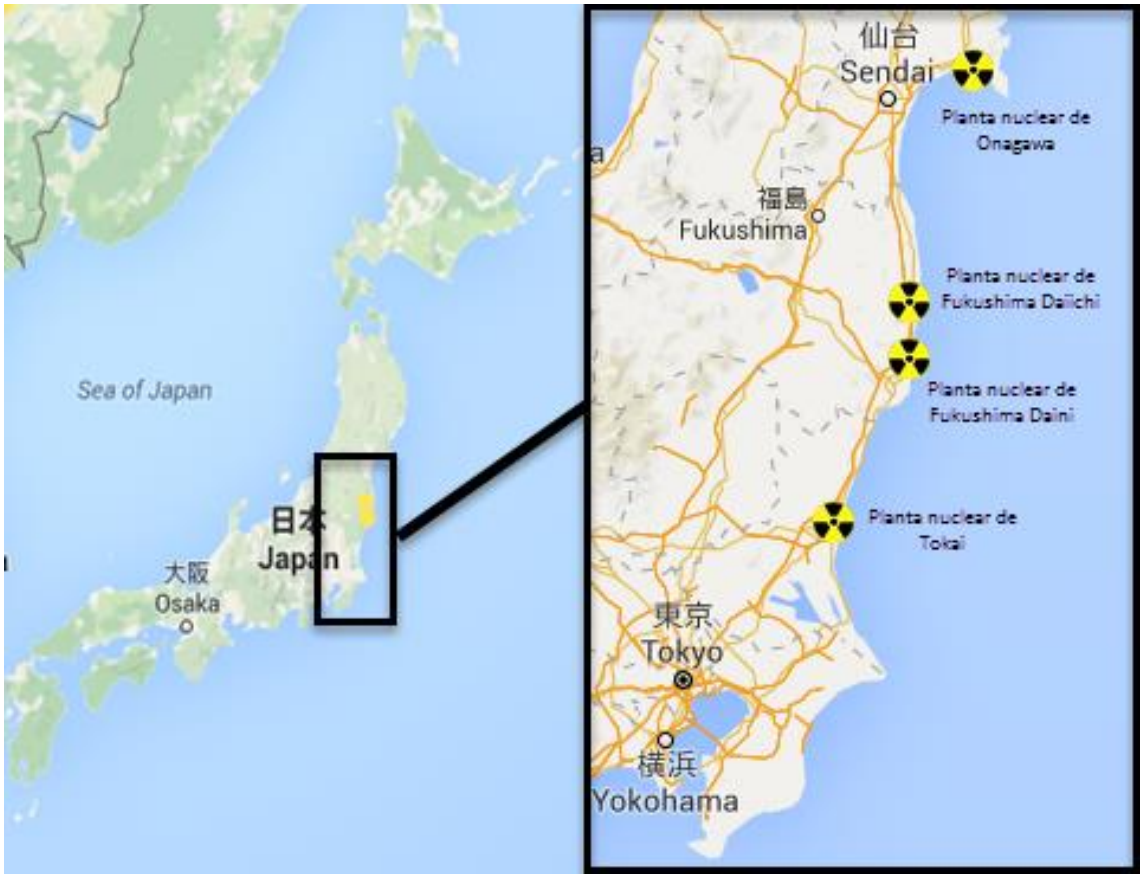
Figura 1. Vista aérea de la central nuclear de Fukushima Dai-ichi

Fuente: Copyright © National Land Image Information (Color Aerial Photographs), Ministry of Land, Infrastructure, Transport and Tourism
https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Fukushima_I_NPP_1975.jpg
15/10/2015 Use permitted with attribution

Localización de la central nuclear de Fukushima Dai-ichi

La central nuclear de Fukushima Dai-ichi se encuentra en el noreste de Japón (latitud 37° Norte y longitud 141º Este), está situado en las ciudades de Okuma y Futaba en la prefectura de Fukushima, que esta aproximadamente 225 kilómetros al norte de Tokio, como podemos observar en la figura 2.

Figura 2. Localización de la Central Nuclear de Fukushima

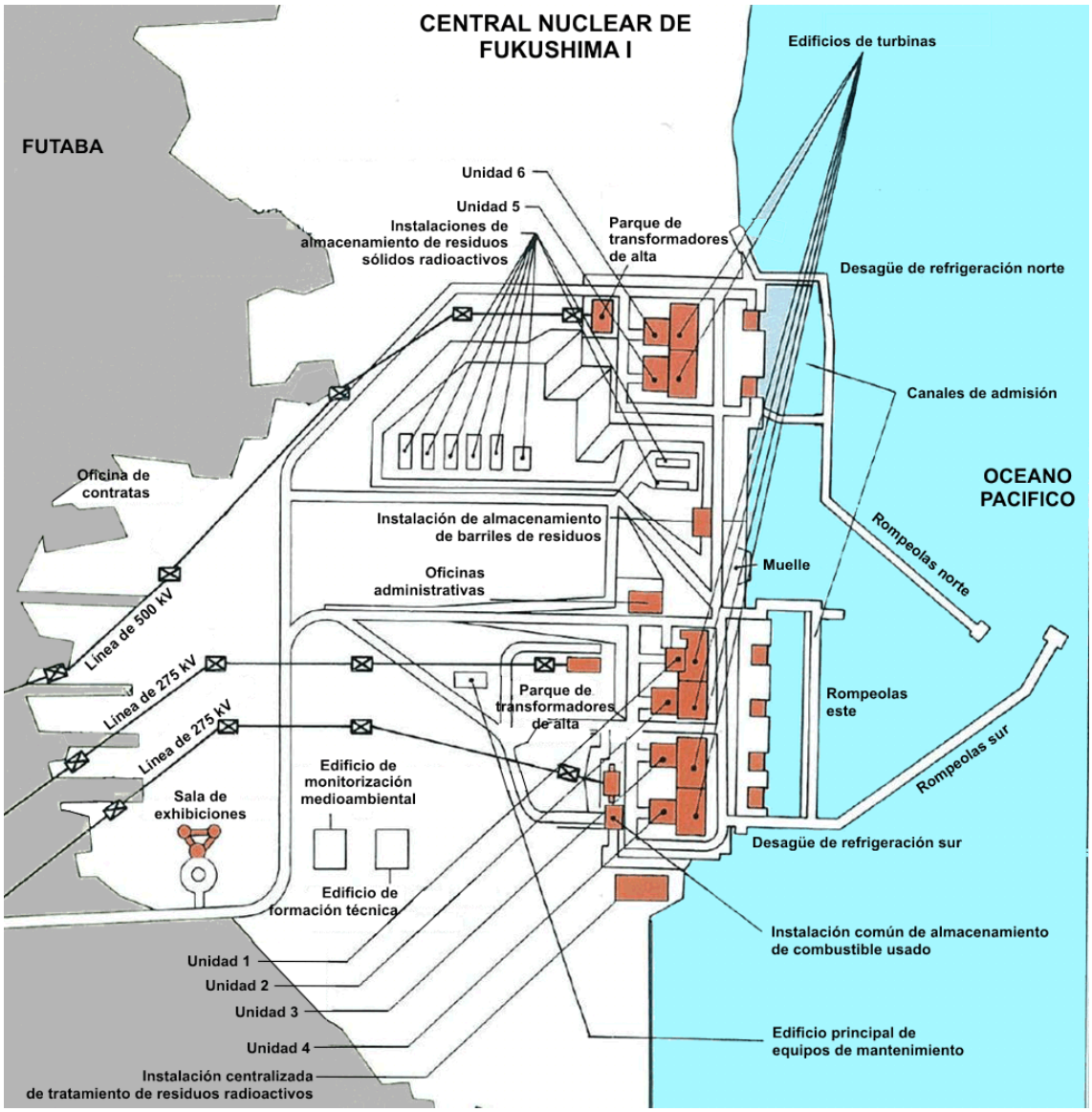


Fuente: Elaboración propia

La zona de la central es de aproximadamente 3,5 Km2, en una forma semicircular que se extiende 1,5 km de este a oeste y 3 km de norte a sur. Consta de 6 reactores de agua en ebullición (BWR).

En la Prefectura de Fukushima no es la única central nuclear existente ya que a 10 km al sur se encuentra la central nuclear de Fukushima Dai-ni (también llamada Fukushima 2).

Figura 3. Distribución en planta de la central nuclear de Fuikushima Dai-ichi.



Fuente: TEPCO (traducida).

Este contenido queda fuera de nuestra licencia creative commons.

Con seis reactores nucleares, todos ellos operados por la empresa TEPCO y con una potencia total de 5840 MW, la central nuclear de Fukushima Dai-ichi es una de las centrales más grandes del mundo. En la figura 3 se puede observar la distribución en planta de la central.

En la tabla 1 se muestra el detalle de los reactores que forman parte de la central nuclear de Fukushima Dai-ichi.

Tabla 1. Reactores de la central nuclear de Fukushima Dai-ichi.

Reactor	Potencia (MWt/MWe)	Comienzo operación	Tipo	Contención	Constructor
1	1380/460	1971	BWR-3	Mark I	GE
2	2381/784	1974	BWR-4		GE, Toshiba
3	2381/784	1976			Toshiba
4	2381/784	1978			Hitachi
5	2381/784	1978			Toshiba
6	3293/1100	1979	BWR-5	Mark II	GE, Toshiba

En el siguiente capítulo se verán más en profundidad las diferencias entre los distintos tipos de reactor y los distintos tipos de contención

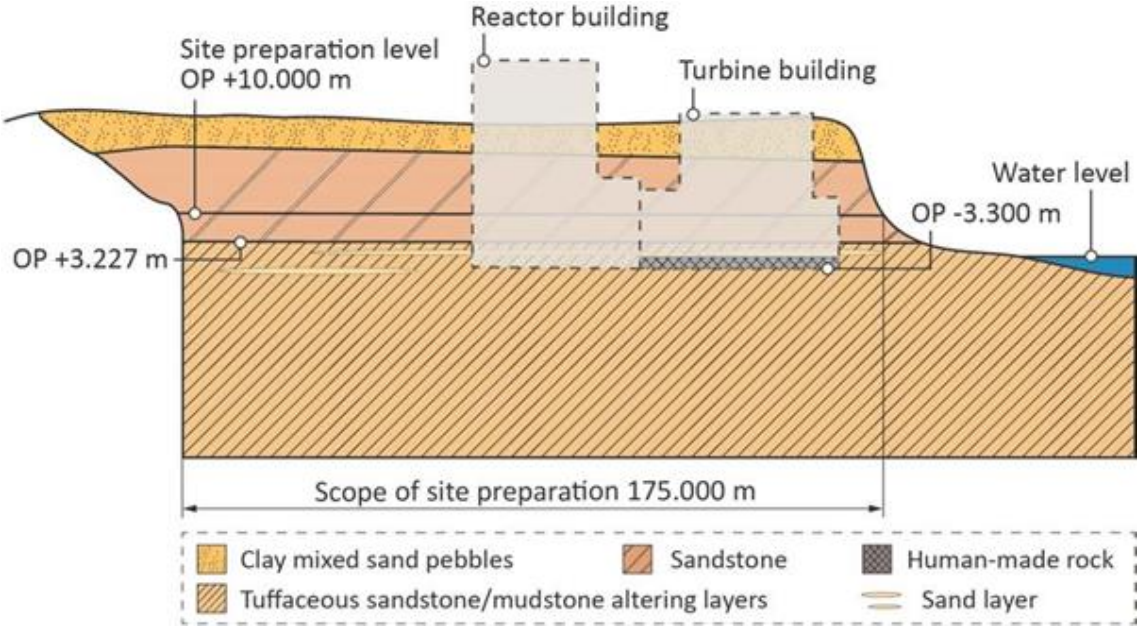
Descripción del emplazamiento de la central

En el momento del accidente, la densidad de población alrededor del emplazamiento era dispersa, con 9241 personas viviendo en un radio de 5 km de la central y 52539 dentro de un radio de 15 km. Las viviendas habitadas más cercanas se encontraban a 1 km aproximadamente. Había tres aldeas a menos de 3 km, Ottozawa, Hosoya y Koriyama, y 18 en un radio de 5 km.

La región tiene un clima oceánico influenciado por las cálidas aguas de la corriente de Japón, que hace más frescos los veranos y más cálidos los inviernos que en zonas del interior.

La planta está en un acantilado que originalmente era de 35 metros sobre el nivel del mar. Durante la construcción, sin embargo, TEPCO redujo la altura de éste 25 metros. Uno de los motivos para esta reducción de altura fue para permitir que la base de los reactores pudiera ser construida sobre roca sólida y así mitigar la amenaza planteada por los terremotos tan comunes en el archipiélago. Otro motivo fue que la una altura reducida permitiría mantener bajos los costos de funcionamiento de las bombas de agua de mar. Los análisis de TEPCO del riesgo de tsunami al planificar la construcción de la central determinaron que dicha elevación reducida era segura porque el dique existente proporcionaría una protección adecuada para el tsunami máximo definido en condiciones base de diseño. Sin embargo, esta elevación más baja aumentó la vulnerabilidad la central ante un posible tsunami que superase las condiciones de diseño.

Figura 4. Sección del emplazamiento

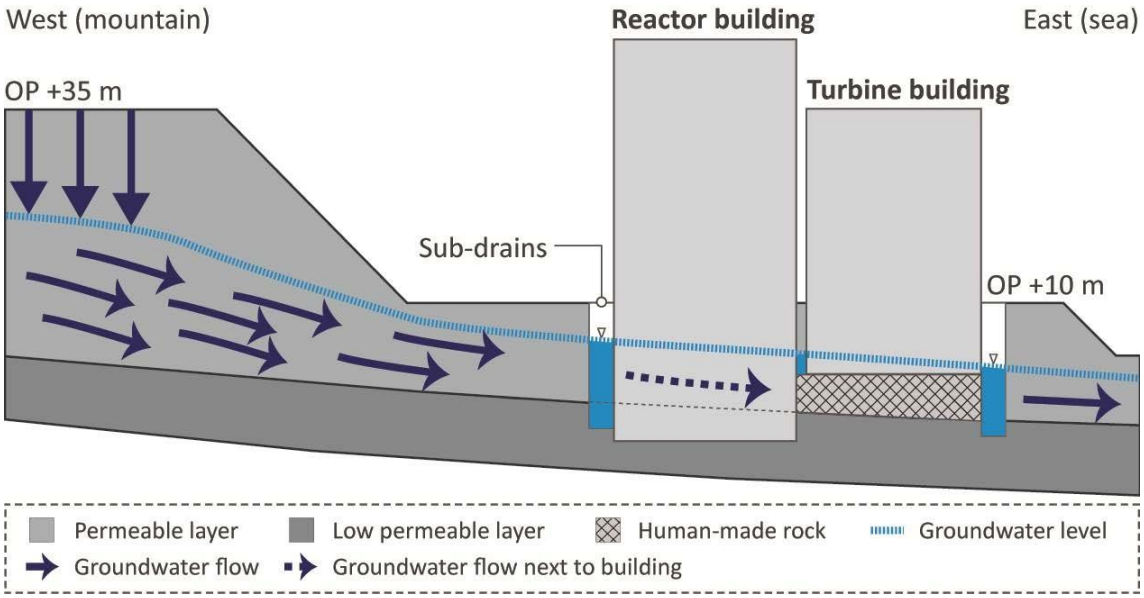


Fuente: Informe del director General. IAEA.
Este contenido queda fuera de nuestra licencia creative commons.

Los sedimentos gruesos de piedra arenisca y lutita representaban apoyo suficiente para los edificios del reactor nuclear, por lo que las principales estructuras fueron construidas directamente sobre este suelo, como podemos observar en la figura 4.

En la figura 5 podemos observar la corriente de agua subterránea en la capa gruesa de 20 – 30 m de arena y arcilla inmediatamente por debajo de la capa delgada de suelo superior. Por debajo de la capa de arena y arcilla hay una capa de barro impermeable.

Figura 5. Sección del terreno mostrando las aguas subterráneas



Fuente: Informe del director General. IAEA.
Este contenido queda fuera de nuestra licencia creative commons.

Las medidas de marea utilizadas en el diseño de la planta fueron registradas en el puerto de Onahama (OP), aproximadamente a 50 km al sur del emplazamiento. En el diseño, la altura del tsunami se consideraba como parte del nivel de marea máxima y mínima para el diseño de la planta. Así, se estableció una altura base de diseño de tsunami de 3,122 m sobre el nivel del OP. Esta base de diseño inicial de tsunami fue re-evaluada en 2002 siguiendo las directrices de la Japan Society of Civil Engineers (JSCE) y reevaluada nuevamente en 2009 utilizando los últimos datos batimétricos y de mareas. También se re-evaluó dos veces en 2007 sobre la base de los planes de prevención de desastres por las prefecturas locales de Ibaraki y Fukushima. Excepto la revisión del 2002, tras la que se decidió aumentar la elevación de las bombas y hacer las paredes estancas, no se consideró necesario tomar ninguna medida adicional.

Las condiciones de diseño no consideraron combinaciones de tsunamis y otros eventos oceanográficos, tales como tormentas o fuertes vientos.

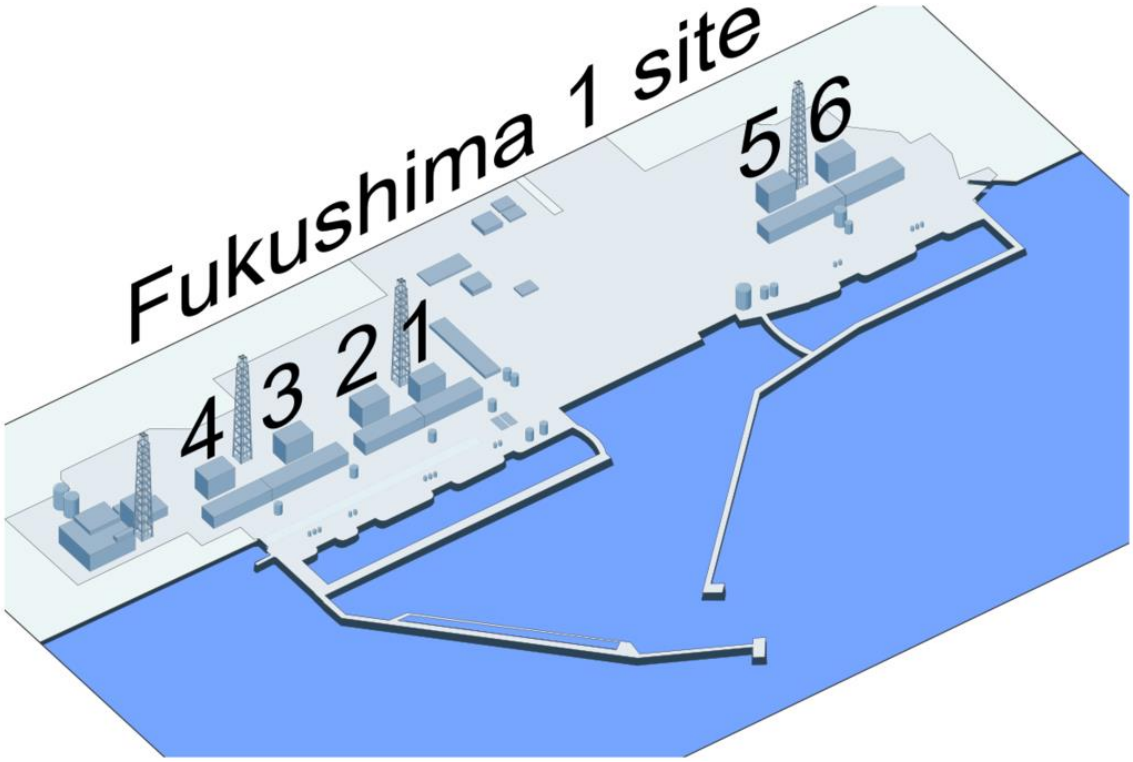
El agua salada del océano era utilizada como refrigerante del condensador y como refrigerante de los equipos auxiliares. Se construyó un dique en el océano frente a la central con canales abiertos que conducían hasta el océano. El agua se introducía a través de compuertas y mediante bombas instalada en cada unidad siendo transferida luego al condensador por dos bombas instaladas en las salas de bomba.

El agua del condensador se descargaba a través de una alcantarilla de hormigón cubierta en el océano frente a la parte sur del dique.

La central de Fukushima Dai-ichi se divide en dos grupos de reactores: el grupo de la izquierda cuando se ve desde el océano contiene unidades de 4, 3, 2 y 1 (de izquierda a derecha). El grupo de la derecha mirando desde el océano contiene las unidades más recientes, la 5 y 6 (de izquierda a derecha). Una serie de diques sobresale en el océano, con la toma de agua en el centro y las salidas de descarga en ambos lados.

La disposición de la central es como se muestra en la figura 6, las unidades 1 a 4 se encuentra en el término municipal de Okuma y las unidades 5 y 6 están en el de Futaba.

Figura 6. Situación de los reactores en la central.



Fuente: Por Shigeru23
https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Fukushima_I_Nuclear_Powerplant_site_close-up_(wotext).PNG
22/10/2015 CC BY-SA-3.0

Estado de la central en el momento del terremoto

Cuando ocurrió el terremoto, los tres reactores de las unidades 1, 2 y 3 estaban en funcionamiento normal a la potencia nominal, mientras que las unidades 4, 5 y 6 se encontraban en diferentes etapas de reabastecimiento planificado y parada por inspección periódica.

Este es el estado en el que estaban los distintos reactores:

- La Unidad 1 estaba generando 460 MW de electricidad.
- La Unidad 2 estaba generando 784 MW de electricidad.
- La Unidad 3 estaba generando 784 MW de electricidad.
- La Unidad 4 tenía el combustible fuera del núcleo del reactor, en la piscina de combustible gastado y no habían elementos de combustible que se encontrasen en la vasija que alberga el reactor. Tanto la piscina como la vasija estaban llenas de agua.
- La Unidad 5 tenía elementos de combustible cargados en el núcleo del reactor. El combustible poseía un calor residual relativamente bajo debido al período transcurrido desde el periodo operativo. La vasija se encontraba completamente llena con agua y

aislada (embotellada) y estaba siendo sometida a presión por una bomba como preparación para la prueba de presión de vasija (fugas). La estructura de confinamiento estaba abierta y con la tapa retirada.

- La Unidad 6, que estaba en estado de parada fría, también tenía elementos de combustible con calor residual relativamente bajo en el núcleo del reactor, y la vasija estaba llena de agua hasta una determinada altura prescrita, que cubría suficientemente el núcleo del reactor. Las principales válvulas de aislamiento de vapor que, cuando están cerradas, desconectan la vasija del resto de la planta, estaban abiertas, y la vasija casi a presión atmosférica y temperatura ambiente.

Había aproximadamente 6400 personas en el emplazamiento, entre los cuales aproximadamente 2400 (750 de TEPCO y 1650 de contratistas) estaban trabajando en la zona controlada. La mayoría (aproximadamente 2000) estaban llevando a cabo actividades de apoyo a las paradas de recarga e inspección periódicas previstas.

Características generales de los reactores de la planta de Fukushima Dai-ichi

En general, los BWR utilizan un bucle de dos fases, cerrado y directo, de vapor para eliminar el calor del núcleo del reactor. El fluido de trabajo es agua desmineralizada que se utiliza tanto como refrigerante para eliminar el calor, como moderador para controlar la reactividad. Durante el funcionamiento normal, la ebullición del agua refrigerante a una presión de aproximadamente 7 MPa (70 bar) tiene lugar en el núcleo. Después de pasar a través de las turbinas, el vapor se condensa en agua al ser enfriado por los tubos del condensador que se llenan con agua fría tomada de un disipador de calor, por ejemplo, el océano. El agua resultante de la condensación se bombea de nuevo al reactor como agua de alimentación.

La evolución de la tecnología BWR durante los 12 años desde el inicio de la construcción de la Unidad 1 en 1967 hasta la operación comercial de la Unidad 6 en 1979 se refleja en los seis reactores de la central nuclear. Tras la Unidad 1, que fue un diseño BWR/3 temprano, las Unidades de la 2 a la 5 eran diseños BWR/4 y la Unidad 6 era un diseño BWR/5, que fue la primera unidad con una capacidad de 1100 MW.

-Profundiza 2-

Eliminación de calor en parada

El enfriamiento normal de los BWR en parada a la alta presión del reactor se lleva a cabo dirigiendo el vapor desde el reactor hasta el condensador principal, sin pasar por las turbinas. Sin embargo, cuando se aísla el reactor, por ejemplo, cuando las principales válvulas de aislamiento de vapor están cerradas, la ruta de derivación de la turbina no está disponible y la refrigeración la proporcionan los sistemas diseñados especialmente para un reactor aislado bajo condiciones de alta presión. En el diseño de la central de Fukushima Dai-ichi, estos sistemas fueron el sistema de condensador de aislamiento (IC) para la Unidad 1 (el diseño más antiguo) y el sistema de enfriamiento de aislamiento del núcleo del reactor (RCIC) para las Unidades de la 2 a la 6.

Cuando la temperatura del reactor se reduce lo suficiente al despresurizarse por sistemas de refrigeración de alta presión en parada, arranca el sistema de refrigeración a baja presión por parada, que es suministrado por el sistema de refrigeración de parada (SHC) para la unidad 1 y por el sistema de eliminación del calor residual (RHR) para las Unidades 2 a la 6.

Todos estos sistemas de protección y refrigeración los veremos en detalle en el siguiente capítulo de la UD2.

Instalaciones compartidas

La proximidad de las seis unidades en el emplazamiento de la central nuclear de Fukushima Dai-ichi, y las diversas instalaciones que compartían, eran al mismo tiempo una ventaja y un desafío en la respuesta ante accidentes y en los esfuerzos de recuperación.

Un incidente en una unidad que tuviese una conexión física con otras unidades podría afectar al progreso del accidente ocurrido en todas las unidades, de forma positiva o negativa. Por ejemplo, las actividades de respuesta ante emergencia en un reactor podrían verse afectados negativamente por la evolución del accidente en las unidades adyacentes, mientras que conexiones compartidas con equipos que sí permanecen disponibles podrían ayudar a los operadores a responder a otros aspectos del incidente.

Además del equipo compartido (común) determinado por el diseño, por ejemplo, las líneas eléctricas externas, subestaciones transformadoras, tanques de agua, la estructura de toma de agua de mar, las chimenea de ventilación común, el sistema de protección contra incendios, habían otras estructuras comunes que jugaron un papel en la respuesta y mitigación del accidente. Éstas fueron:

- Centros de control principales comunes: En la central de Fukushima Dai-ichi, un centro de control se repartía entre dos unidades. Por lo tanto, cada par de unidades, unidades 1 y 2, las unidades 3 y 4, y las unidades 5 y 6, compartía un centro de control común. Aunque se separaron los paneles de control de cada unidad, estaban alojados en una misma sala, proporcionando una estrecha interacción entre el personal de turno que controlaba su respectiva unidad.
- Edificio de Servicio para el personal de la unidad: Del mismo modo, se compartían edificios de servicio en la zona controlada. La entrada y salida de personal y equipamiento a la zona controlada se realizaba por puertas comunes.
- Edificio aislado sísmicamente (activado después del terremoto): Las funciones de respuesta de emergencia para las seis unidades se llevaron a cabo en el centro a prueba de terremotos de nueva construcción (construido en respuesta a las lecciones aprendidas del evento sísmico del 2007 en la central nuclear de Kashiwazaki-Kariwa).
- Equipamiento contraincendios: En la central de Fukushima Daiichi habían tres camiones de bomberos y un cuerpo de bomberos de nueve personas compartidas entre las seis unidades en el momento del terremoto y el tsunami.

2.2 Salvaguardas Tecnológicas

Introducción

Las centrales nucleares están diseñadas y concebidas para que además de funcionar correctamente durante la operación normal, en caso de que algo imprevisible ocurra, se pueda asegurar la protección del reactor y garantizar las siguientes funciones de seguridad:

- El control de la reacción de fisión (reacción en cadena) en el seno del reactor, permitiendo en todo momento la parada segura del mismo.
- La refrigeración del combustible nuclear que extrae en todo momento el calor generado por el combustible, incluso después de que el reactor esté detenido. Como hemos visto previamente, aunque el reactor esté parado, todavía se genera calor residual de la desintegración de los productos de fisión, que hay que disipar. Este calor disminuye rápidamente con el tiempo, pero es clave disponer de sistemas activos o pasivos de refrigeración para que el refrigerante siga pasando a través de los elementos combustibles para extraer y refrigerar ese calor generado. En caso contrario, si no se mantuviera una circulación suficiente en el reactor, el combustible podría dañarse y degradar la estructura interna del núcleo, que incluso podría llegar a fundirse.
- El confinamiento de las sustancias radiactivas dentro de barreras de protección físicas evitando los daños que éstas pudieran causar.
- La mitigación de las consecuencias radiológicas de un accidente, en el altamente improbable caso de que éste se produjera.

Las salvaguardias tecnológicas son el conjunto de sistemas diseñados para garantizar la protección del reactor (detención inmediata de la reacción nuclear y mantenimiento en este estado) así como el confinamiento de los productos radiactivos de forma que se eviten los accidentes y se reduzcan sus consecuencias exteriores a límites mínimos. En los reactores de agua ligera están primero las salvaguardias enfocadas a asegurar la refrigeración del núcleo aun en el caso de la pérdida del circuito de refrigeración, evitando que se alcance la temperatura de fusión del combustible y las destinadas al control de la reacción nuclear. La primera, además, está apoyada por la presencia del recinto de contención, que debe ser capaz de soportar la temperatura y presión derivadas del citado accidente y contener, en su caso, el material radiactivo.

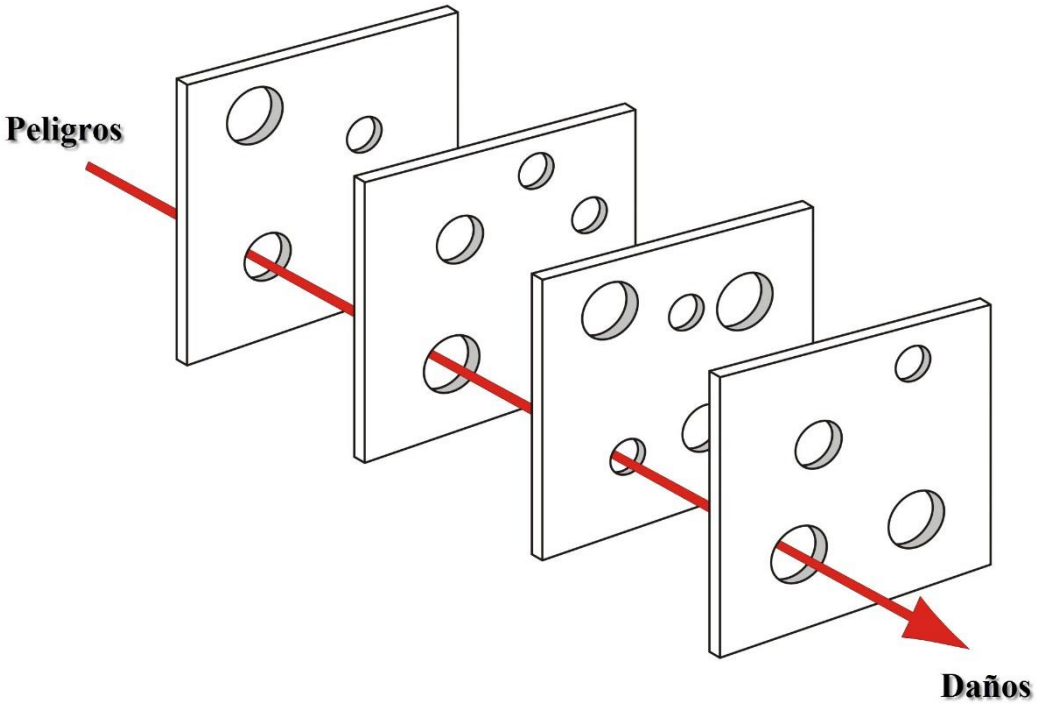
Análisis y Gestión de riesgos: Modelo del queso suizo.

El modelo del queso suizo de causalidad de los accidentes es un modelo utilizado en el análisis de riesgos y gestión de riesgos, usado en la aviación, la ingeniería y la asistencia sanitaria. Compara los sistemas humanos a varias rebanadas de queso suizo, que se apilan. Esto fue propuesto originalmente por Dante Orlandella y James T. Reason de la Universidad de Mánchester y se ha ganado ya una amplia aceptación. A veces se llama el modelo del efecto acumulativo.

En el modelo de queso suizo, las defensas contra el fallo se modelan como una serie de barreras, representadas como rebanadas de queso. Los agujeros en las rebanadas representan debilidades en partes individuales del sistema y están variando continuamente en tamaño y posición a través de las cortes. El sistema produce fallos cuando un agujero en cada rebanada

se alinea momentáneamente, lo que permite una trayectoria de oportunidad de accidente, de manera que un peligro pasa a través de los agujeros en todas las rebanadas, lo que conduce a un fallo.

Figura 7. Modelo del queso suizo



Fuente: Davidmack (traducida)
https://commons.wikimedia.org/wiki/File%3ASwiss_cheese_model_of_accident_causation.png
22/12/2015 CC BY-SA 3.0

Las defensas, barreras y salvaguardias ocupan una posición clave en el enfoque de Reason hacia la seguridad en sistemas complejos.

El modelo de Reason está basado en la filosofía de las defensas a profundidad, esto es, un sistema de defensa que tiene muchas capas o barreras, cada una diseñada para darle soporte a la otra, en orden de reducir la probabilidad de un accidente o un desastre. En un mundo ideal todas las capas defensivas deberían estar intactas no permitiendo que suceda ninguna penetración. Por supuesto, en el mundo real las defensas pueden deteriorarse con el tiempo; las modificaciones o los rediseños pueden debilitar o eliminar a las defensas, las defensas pueden ser removidas durante la calibración, el mantenimiento y las pruebas, o como resultado de errores y violaciones. Por ejemplo los operadores del cuarto de control del reactor nuclear de Chernobyl removieron capas de defensa sucesivamente con el objetivo de completar su tarea de probar un nuevo generador de voltaje.

En la realidad las defensas son como porciones de queso suizo que tienen muchos huecos, pero a diferencia de en el queso, los huecos están continuamente abriéndose, cerrándose y

cambiando de posición. La presencia de huecos en una porción normalmente no tiene por qué causar un mal resultado. Usualmente, éste solo puede suceder cuando los huecos en muchas porciones momentáneamente se alinean para permitir una oportunidad de una trayectoria para un accidente, convirtiendo a los peligros en un daño al ponerlos en contacto con las víctimas. Los huecos en las defensas surgen por dos razones: fallos activos y condiciones latentes. Casi todos los eventos adversos tienen una combinación de estos dos conjuntos de factores.

Las fallas activas abarcan los actos inseguros que pueden estar directamente vinculadas a un accidente, como por ejemplo los errores humanos de los operadores de central. Las fallas latentes incluyen factores contributivos que pueden permanecer en estado latente durante días, semanas o meses hasta que contribuyen al accidente, como por ejemplo un diseño imperfecto o una válvula mal ajustada.

Control de la reacción nuclear

El sistema de protección del reactor está compuesto por sistemas diseñados para terminar inmediatamente la reacción nuclear. Mientras el reactor está operando, la reacción nuclear se mantiene produciendo calor y radiación. Al interrumpir la reacción en cadena, la fuente de calor se elimina en su mayor parte, y otros sistemas pueden ser usados para continuar eliminando el calor producido por la desintegración del núcleo.

Todas las centrales tienen alguna forma de los siguientes sistemas de protección del reactor:

<u>Barras de control</u>

Como hemos visto en la unidad didáctica anterior, las barras de control son una serie de varillas metálicas que pueden ser insertadas rápidamente en el núcleo para absorber neutrones y terminar de inmediato la reacción nuclear.

<u>Control de inyección de seguridad en espera</u>

Una reacción nuclear también puede ser detenida inyectando un líquido directamente en el núcleo que absorba los neutrones. En los reactores de agua en ebullición esto consiste habitualmente en una solución que contiene boro (como ácido bórico), que puede ser inyectado para desplazar el agua en el núcleo.

Extracción de calor

Es importante mantener el combustible “frío” en todos los posibles modos de operación normal:

- Estado estacionario: El reactor está en funcionamiento. La energía que proviene de la fusión produce vapor de agua que libera la energía en la turbina y el condensador.
- Parada (la turbina no está disponible): El calor residual genera vapor, que se dirige directamente al condensador.
- Recarga de combustible: El fuel se mantiene bajo agua y el calor residual es eliminado por el sistema de eliminación de calor residual (RHR).

Todos los BWR tienen sistemas de accionamiento de las barras de control que se pueden insertar para apagar el reactor. Como backup también hay un sistema de control líquido que consiste en una solución de agua (borada) absorbedora de neutrones que se puede inyectar para apagar la reacción de fisión en cadena.

En el caso de que la vía normal de extracción de calor hacia la turbina/condensador se perdiese, los BWR tiene, en primera instancia, sistemas que salvaguardan al núcleo ya sea por adición de agua en la vasija o proporcionando un camino alternativo de eliminación de calor, o por ambos.

Algunos de estos sistemas que entran en funcionamiento cuando que el reactor queda aislado de la turbina y el condensador son:

- Sistema de refrigeración del núcleo aislado (Reactor Core Isolation Cooling (RCIC))
- Condensador de aislamiento (Isolation Condenser IC)

Si estos primeros sistemas de copia de seguridad no son suficientes y produce una insuficiente refrigeración del núcleo, entonces entra en funcionamiento el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (Emergency Core Cooling System ECCS), que tiene como funciones principales el proveer de caudal de refrigeración de emergencia en caso de accidente de pérdida de refrigerante originada por una rotura en el sistema de refrigeración del reactor, aportar la cantidad suficiente de boro disuelto en el caudal de inyección a fin de compensar el aumento de reactividad, asegurando un margen de parada aceptable.

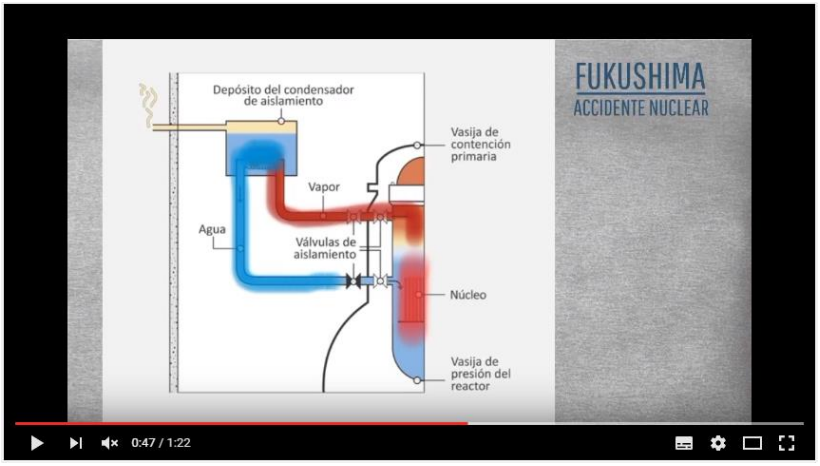
Los principales sistemas ECCS son los siguientes:

- Sistema de aspersión del núcleo a alta presión (HPCS-High Pressure Core Spray)
- Sistema de inyección del núcleo a alta presión (HPCI-High Pressure Core Injection)
- Sistema de despresurización automática (ADS-Automatic Depressurization System)
- Sistema de aspersión del núcleo a baja presión (LPCS-Low Pressure Core Spray)
- Sistema de inyección de refrigerante a baja presión (LPCI-Low Pressure Core Injection)

Es importante tener en cuenta que todos estos sistemas requieren electricidad para el control y funcionamiento de los sistemas de extracción del calor residual del combustible y del reactor al medioambiente. Sin embargo, los dos primeros sistemas mencionados, el sistema de condensador de aislamiento IC y el enfriamiento aislamiento núcleo del reactor del sistema (RCIC), requieren electricidad sólo para fines de control y no para sus funcionamiento. Estos sistemas juegan un papel clave en la progresión del accidente y fueron determinantes en el desarrollo del accidente nuclear de Fukushima Daiichi.

Veamos en detalle cada uno de estos sistemas.

Condensador de aislamiento.



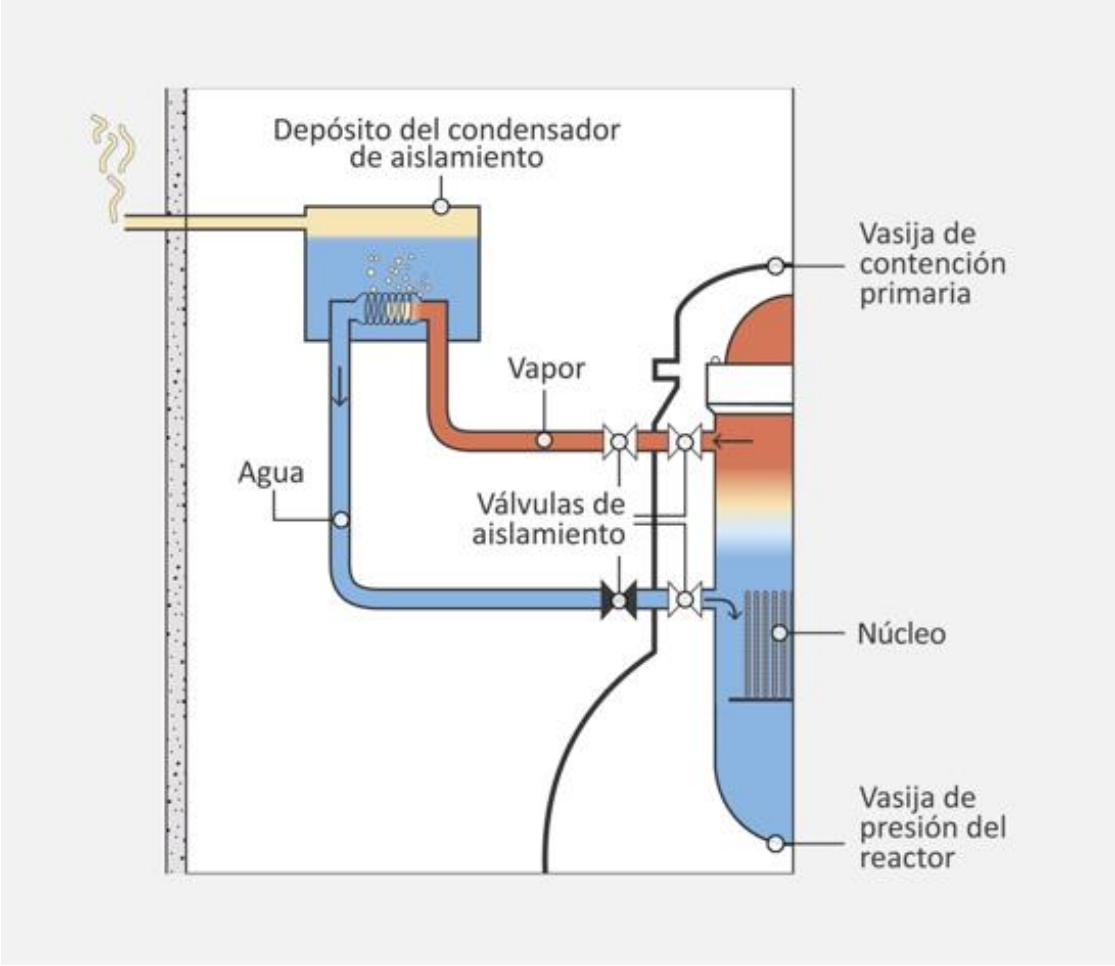
Vídeo 1: https://www.youtube.com/watch?v=OT6VcfcubZ8

El condensador de aislamiento para la refrigeración pasiva del núcleo, presente en el reactor 1, es un intercambiador de calor situado por encima de la contención en una piscina de agua abierta y están diseñados para refrigerar el núcleo cuando se aísla de su principal disipador de calor, el conjunto turbina/condensador. Durante la operación de potencia, el reactor está normalmente aislado del Condensador de Aislamiento. Cuando el núcleo se aísla del conjunto turbina/condensador, mediante una serie de válvulas el vapor principal es desviado al Condensador de Aislamiento y condensa en una sección de tubos verticales que constituye el intercambiador de calor. El calor se transfiere a la piscina del Condensador de Aislamiento evaporando agua a la atmosfera. El condensado vuelve al núcleo drenando por gravedad al interior de la vasija refrigerándolo. En la figura 7 podemos observar el esquema de un condensador de aislamiento.

Al drenar por gravedad, este sistema no requiere de electricidad para su funcionamiento.

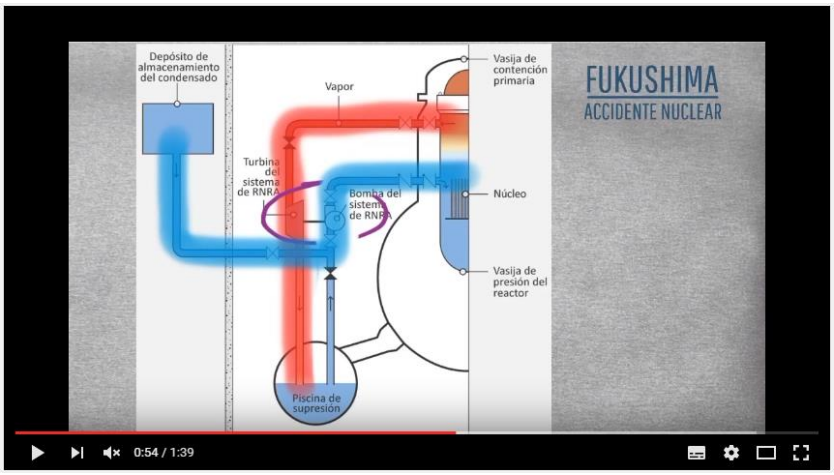
El volumen de agua de la parte secundaria del condensador de aislamiento (ambos tramos juntos) es suficiente para la refrigeración durante ocho horas, después de lo cual hay que reponer el agua a partir de una fuente establecida con ese fin.

Figura 8. Esquema de un condensador de aislamiento



Fuente: Informe del director General. IAEA.
Este contenido queda fuera de nuestra licencia creative commons.

Refrigeración del núcleo del reactor aislado (RCIC).



Vídeo 2: https://www.youtube.com/watch?v=zbr3_QFpQtk

Tiene como objetivo la refrigeración o enfriamiento del núcleo independientemente de la actuación de cualquier Sistema de Emergencia de Enfriamiento del Núcleo o ECCS, en caso de que el reactor quede aislado del condensador principal, y/o exista una pérdida del agua de alimentación a la vasija. El RCIC inyecta agua del tanque de almacenamiento de condensado (por succión) a la vasija a través de un circuito principal y mediante una turbo-bomba que es impulsada por vapor. El vapor de escape de la turbina es enviado a la cámara de supresión. La succión alternativa del RCIC es de la cámara de supresión y se realiza cuando hay bajo nivel en el Tanque de Almacenamiento de Condensado (TAC) o alto nivel en la cámara de supresión. Durante operación normal este sistema, junto con el RHR (sistema de extracción del calor residual) operando en modo de condensación de vapor, podrá mantener el reactor en condición de reserva en caliente. Las principales funciones del sistema RCIC son:

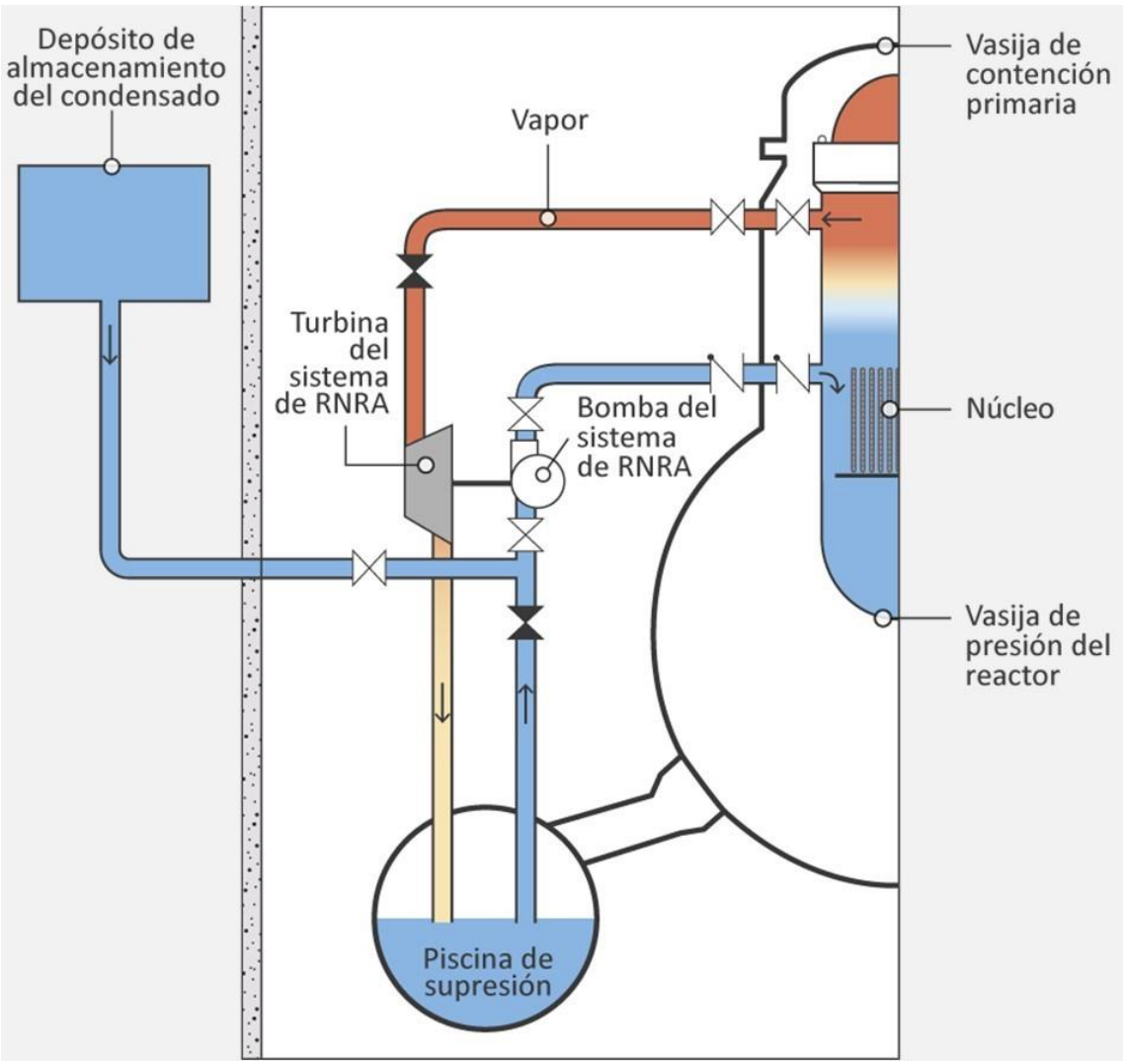
- Mantener el inventario de refrigerante en la vasija del reactor después de un aislamiento de esta, cuando la vasija del reactor es mantenida en la condición de reserva en caliente.
- Mantener el inventario de refrigerante en la vasija del reactor después de un aislamiento del reactor del condensador principal acompañado por una pérdida de flujo de refrigerante del Sistema de Agua de Alimentación del Reactor.
- Mantener el inventario de agua en la vasija del reactor al perderse el Sistema de Agua de Alimentación hasta que el reactor pueda ser enfriado usando el Sistema de evacuación de Calor Residual en el modo de enfriamiento en el apagado.

La refrigeración del núcleo del reactor aislado está diseñada para funcionar por lo menos durante cuatro horas.

Podemos ver representado el esquema de un RCIC en la figura 8.

Este sistema estaba presente en las unidades 2 a la 6.

Figura 9. Esquema del sistema de refrigeración del núcleo del reactor aislado



Fuente: Informe del director General. IAEA.
Este contenido queda fuera de nuestra licencia creative commons.

Sistema de aspersión del núcleo a alta presión (HPCS):

Consta de una bomba con motor eléctrico que suministra agua a la vasija del reactor a través de un rociador en forma de anillo que se encuentra encima de los elementos combustibles. El sistema es capaz de inyectar agua en vasija para todo el rango de presiones, a 81.5 bares el caudal suministrado es de 23 l/s y a 14 bares el sistema proporciona un caudal de 234 l/s. El sistema entra en funcionamiento cuando el nivel de agua en la vasija del reactor baja a una altura preseleccionada sobre el núcleo (-90,2 cm) o cuando hay una alta presión en el pozo seco. El sistema parará automáticamente si se produce alto nivel de agua en la vasija del reactor. El equipo principal del sistema está situado fuera del recinto de contención, estando colocada la bomba en una cota inferior al nivel de agua en el depósito de almacenamiento de condensado y de la cámara de supresión. El sistema dispone de un circuito de prueba y de un circuito de derivación de bajo caudal, que actúa hasta que la presión suministrada por la bomba supera la presión del sistema nuclear, y es posible el flujo hacia la vasija del reactor.

Sistema de inyección de refrigerante a alta presión (HPCI):

Es la primera línea de defensa en el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo. Está formado por un sistema igual al del RCIC pero es capaz de inyectar mucha más agua (19000 l/min frente a los 2000 l/min del RCIC) y con más presión.

Sistema de despresurización automática (ADS):

Si el RCIC y el HPCS no pueden mantener el nivel de agua en el reactor, el ADS, que es independiente de cualquier otro sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, reduce la presión en el reactor para permitir la entrada en el núcleo del flujo procedente del LPCI y LPCS, para garantizar la adecuada refrigeración del núcleo y limitar la temperatura de las vainas del combustible. El ADS emplea siete de las dieciséis válvulas de alivio de presión del sistema nuclear, localizadas en las tuberías de vapor principal dentro del pozo seco, para liberar vapor de alta presión a través de tuberías de descarga que se sumergen en la cámara de supresión de presión.

Sistema de aspersión del núcleo a baja presión (LPCS):

Consta de una bomba centrífuga que puede ser accionada por energía auxiliar normal o por un generador diésel de reserva, un anillo de rociado en la vasija del reactor por encima del núcleo, separado del rociador del HPCS, y las tuberías, válvulas, controles e instrumentación asociados. Está diseñado para impedir el daño a las vainas de combustible, en el caso de que el núcleo se quede sin refrigerante debido a grandes roturas; como parte del ECCS, el LPCS debe proporcionar adecuada refrigeración al núcleo para todo el espectro de pérdida de refrigerante. Para accidentes con pequeña pérdida de refrigerante el LPCS cumple su objetivo en combinación con el ADS. El sistema aspira el agua de la cámara de supresión y la descarga en la parte superior de la envoltura del núcleo a través de dos anillos con rociadores. Proporciona un caudal de 318 l/s a una presión de 19 bares.

Sistema de inyección de refrigerante a baja presión (LPCI):

Dispone de tres subsistemas independientes que utilizan las tres bombas centrífugas del RHR, para llevar el agua de la cámara de supresión a la vasija del reactor. Dos de los tres circuitos tienen un intercambiador de calor refrigerado por agua de servicios esenciales que garantiza la refrigeración del reactor a largo plazo. Las bombas principales del RHR se dimensionan adecuadamente para garantizar el caudal requerido durante la inyección de refrigeración a baja presión, y se ubican en una cota adecuada para asegurar una correcta altura de aspiración para todas las condiciones de funcionamiento. Este subsistema es capaz de reponer y mantener el nivel de agua en la vasija, de forma que se garantice la adecuada refrigeración del núcleo en caso de accidente con pérdida de refrigerante. Asimismo es capaz de reponer el inventario tras una despresurización automática en caso de una rotura pequeña. Ni el LPCI ni el resto de ECCS se aísla por señal automática de aislamiento de contención, garantizando la adecuada refrigeración del núcleo aun cuando la contención este aislada. Cada subsistema proporciona un caudal de 318 l/s a una presión de 1,7 bares.

Venteo

Como una medida para mejorar la capacidad de hacer frente a accidentes graves se instaló un sistema de venteo en las unidades de la central nuclear Fukushima Dai-ichi en la década de 1990, tras una decisión reguladora. El propósito del sistema de venteo de la contención es aliviar la sobrepresión de la contención primaria.

Para efectuar un venteo, es necesario abrir un determinado número de válvulas para permitir que el vapor encuentre un camino mediante el cual pueda salir al exterior. Aunque la mejor ruta de venteo es desde la cámara de supresión, con el fin de beneficiarse de la eliminación de los radioisótopos de la piscina de agua, la ruta de salida incluye un desvío por el pozo seco para permitir rechazar energías más altas de la contención para proteger su integridad de manera oportuna.

En la central nuclear de Fukushima Dai-ichi, la línea de ventilación también contenía un disco de ruptura que estaba preparado para estallar cuando la presión de la contención superase una presión preestablecida, impidiendo la ventilación prematura. La filosofía subyacente en Japón era no ventear hasta que fuese inevitable y como último recurso para mantener la integridad de la contención primaria con el fin de retrasar o impedir la liberación directa de material radiactivo al medio ambiente. Como descubriremos en las próximas unidades, esta filosofía es distinta en las centrales nucleares de otros países.

Confinamiento de las sustancias radiactivas

Los sistemas de contención están diseñados para prevenir la liberación de material radiactivo en el medio ambiente.

A fin de compensar fallos técnicos, mecánicos o errores humanos, se utiliza el concepto de Defensa en Profundidad, que consiste en incorporar barreras sucesivas de aislamiento del material radiactivo, lo cual se conoce como protección multibarrera a fin de prevenir el escape incontrolado de materiales radiactivos al exterior.

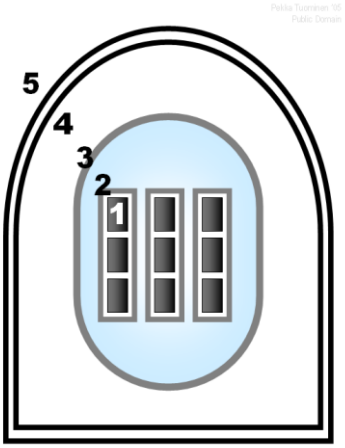
La defensa en profundidad consiste fundamentalmente en la combinación de una serie de niveles de protección, consecutivos e independientes, que previenen de la liberación de material radiactivo al ambiente. Si fallara un nivel de protección o una barrera se debe garantizar que el nivel o barrera siguiente cumplirá con su función. La defensa en profundidad garantiza que ningún fallo técnico, humano o de organización pueda, por sí solo dar lugar a efectos perjudiciales, y que las combinaciones de fallos que pudieran causar efectos perjudiciales importantes sean sumamente improbables. La eficacia independiente de los diferentes niveles de defensa es un elemento central de la defensa en profundidad.

De esta forma cualquier fallo aislado o incluso fallos combinados en un nivel de defensa dado, no se propagaría ni pondría en peligro la defensa en profundidad de los niveles consecutivos.

Los materiales potencialmente peligrosos son confinados mediante múltiples barreras herméticas, de manera que es altamente improbable que escapen al exterior. Si una barrera se rompe, actuará la siguiente y así sucederá con las diversas barreras existentes en caso de fallos sucesivos.

Podemos ver estas barreras en la figura 10. Son las siguientes:

Figura 10. Barreras de contención de la defensa en profundidad.



Fuente: Tungsten
https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Nuclear_power_defense_in_depth.png
22/12/2015 Dominio Público

1. El propio combustible nuclear:
   Está diseñado para alojar en la propia pastilla algunos de los productos radiactivos que se generan por las reacciones de fisión. Las pastillas de combustible son cerámicas y capaces de soportar unos 2800 ºC.

2. El revestimiento del combustible:
   Está diseñado para proteger al combustible de la corrosión que desparramaría el material del combustible a través de todo el circuito de refrigeración del reactor. En la mayor parte de los reactores toma la forma de una capa de sello metálica o de cerámica. También sirve para atrapar los productos de la fisión, especialmente los que son gaseosos a las temperaturas que se alcanzan el interior del reactor, tales como el kriptón, xenón y el yodo. El revestimiento no constituye un escudo de protección, ya que debe ser diseñado para absorber tan poca radiación como sea posible. Por esta razón, se usan materiales tales como el magnesio y el zirconio debido a sus bajas secciones transversales para la captura de neutrones.

3. Recipiente del reactor:
   Es la primera capa de protección alrededor del combustible nuclear y usualmente está diseñada para atrapar la mayor parte de la radiación liberada durante la reacción nuclear. El recipiente del reactor también está diseñado para resistir altas presiones.
   La barrera de presión del circuito primario, compuesta de la vasija y sus conexiones aislables, mantiene confinados los productos radiactivos en caso de que se rompan las vainas de los elementos combustibles.

4. El Edificio de Contención:

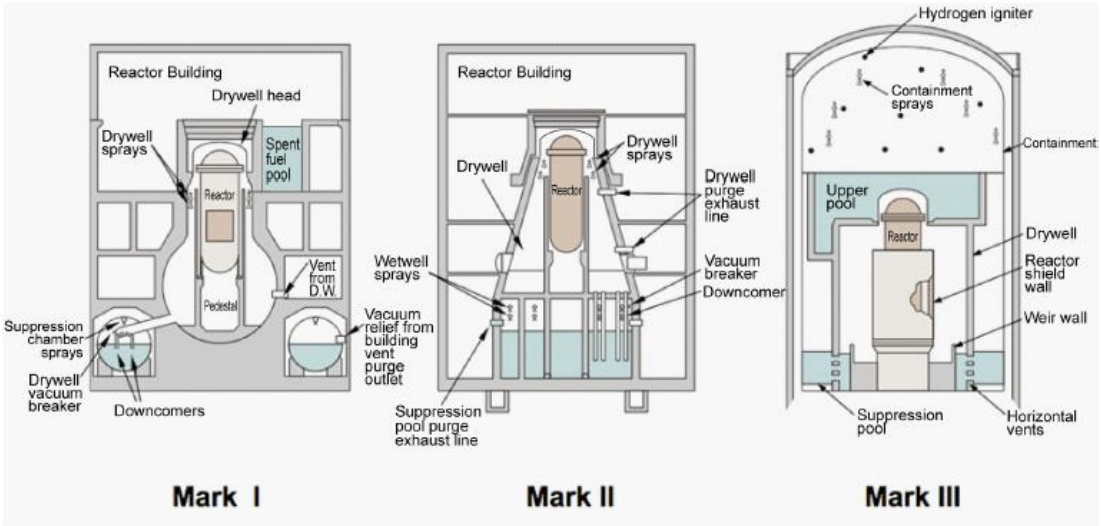
Incluye generalmente un recubrimiento metálico que asegura la hermeticidad y un blindaje de hormigón para detener las radiaciones, evitar fugas y proteger frente a impactos provenientes del exterior. Evita que los productos radiactivos, mayoritariamente gases o elementos volátiles, escapen al exterior en caso de un accidente en que todas las barreras anteriores fallaran. La central de Chernobyl carecía de este elemento. Por el contrario, en el caso de la central Three mile island, el Edificio de Contención evitó que se produjeran consecuencias radiológicas de importancia en el exterior de la central.
Durante el funcionamiento normal, la contención está sellada y el acceso se realiza a través de compuertas similares a los usados en los buques. La temperatura del aire y la radiación del núcleo limitan el tiempo que las personas pueden permanecer dentro de la contención cuando la planta está funcionando a plena potencia. La contención está diseñada para aislar y contener completamente una fusión del núcleo, situándose en el peor caso posible denominado accidente base de diseño. Aunque existen sistemas redundantes que previenen una posible fusión, se asume por principio que este pudiera suceder, condicionando las características de la contención.

En los reactores de agua en ebullición, la contención y el escudo se construyen muy cerca de la vasija del reactor. La pared del edificio del reactor forma una contención secundaria durante las operaciones de recarga de combustible.

La primera generación BWR (llamada BWR/1) utilizaba una gran variedad de configuraciones de contención y ninguna sigue funcionando hoy en día. Los modelos BWR/2 y BWR/3 usan la contención MARK I. La mayoría de BWR/4 tienen la MARK I y algunos la Mark II. Todos los BWR/5 tienen una contención tipo Mark II, y todos los BWR/6 tienen una contención Mark III.

En la figura 11 podemos ver el esquema de los 3 tipos de contención mencionados.

Figura 11. Esquema de edificios de contención tipo MARK.



Fuente: American Nuclear Society (ANS)

Esta imagen queda fuera de nuestra licencia creative commons.

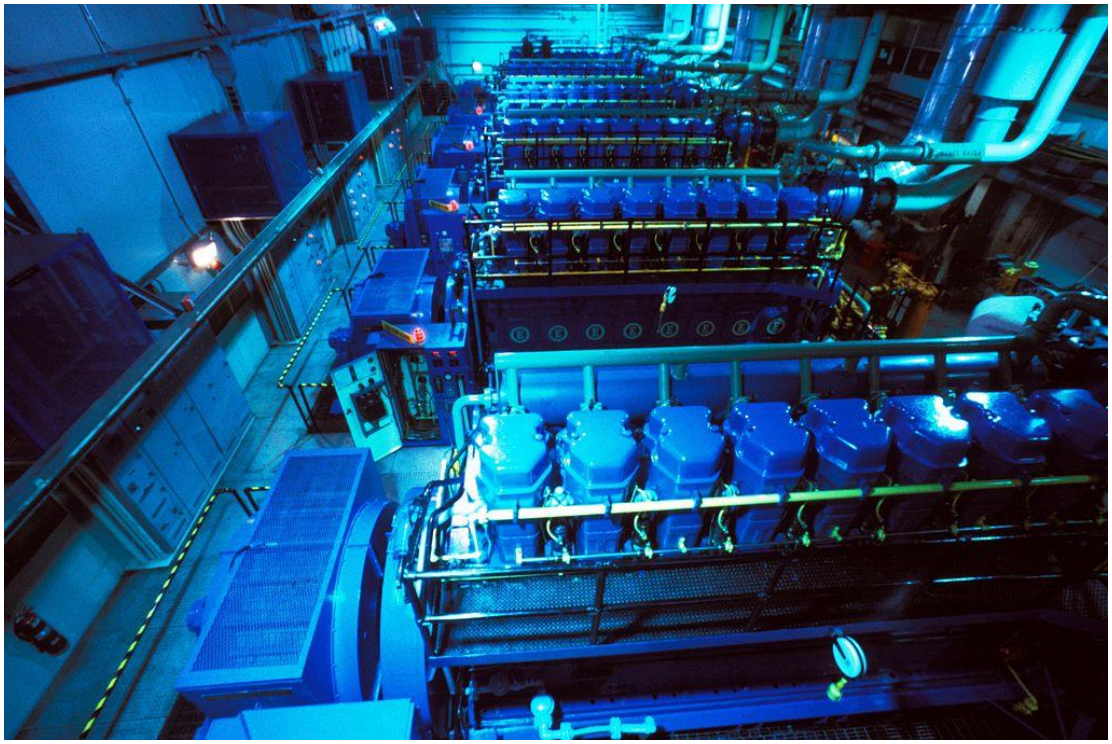
La diseño del sistema de contención Mark I es el que más gravemente se vió afectado en el accidente de Fukushima Daiichi. Es importante tener en cuenta que el sistema de contención es no sólo una frontera física, sino también una serie de sistemas y componentes que se diseñan para prevenir la diseminación de la radiactividad.

5. Contención secundaria:
   Algunas centrales tienen un sistema de contención secundario que abarca al sistema primario. Esto es muy común en los BWR ya que la mayor parte de los sistemas de vapor, incluyendo la turbina, contienen materiales radiactivos.

Sistemas eléctricos de emergencia

Bajo condiciones normales, las centrales de energía nuclear reciben energía eléctrica desde fuentes externas. Para evitar que, ante posibles pérdidas de las alimentaciones convencionales, los sistemas protectivos queden inoperativos, pudiéndose así garantizar la extracción del calor residual del núcleo, se dispone de alimentaciones eléctricas diversas desde el exterior y generadores diésel de emergencia.

Figura 12. Generadores diésel de emergencia.



Fuente: Generadores diésel. Por Bob Simons, U.S. Air Force
https://commons.wikimedia.org/wiki/File%3AGenerators_inside_NORAD.jpg
18/12/2015 Dominio Público

2.3 El terremoto

Introducción

Terremoto o Seísmo: Un terremoto (del latín terra 'tierra', y motus 'movimiento'), también llamado seísmo o sismo (del griego σεισμός [seismós]), temblor o temblor de tierra, es un fenómeno de sacudida brusca y pasajera de la corteza terrestre producida por la liberación de energía acumulada en forma de ondas sísmicas. Los más comunes se producen por la ruptura de fallas geológicas. También pueden ocurrir por otras causas como, por ejemplo, fricción en el borde de placas tectónicas, procesos volcánicos o incluso pueden ser producidas por el hombre al realizar pruebas de detonaciones nucleares subterráneas.

El punto de origen de un terremoto se denomina hipocentro. El epicentro es el punto de la superficie terrestre directamente sobre el hipocentro. Dependiendo de su intensidad y origen, un terremoto puede causar desplazamientos de la corteza terrestre, corrimientos de tierras, maremotos (o también llamados tsunamis) o la actividad volcánica. Para medir la energía liberada por un terremoto se emplean diversas escalas, entre ellas, la escala de Richter es la más conocida y utilizada en los medios de comunicación.

Terremoto Tohoku del 11 de marzo del 2011

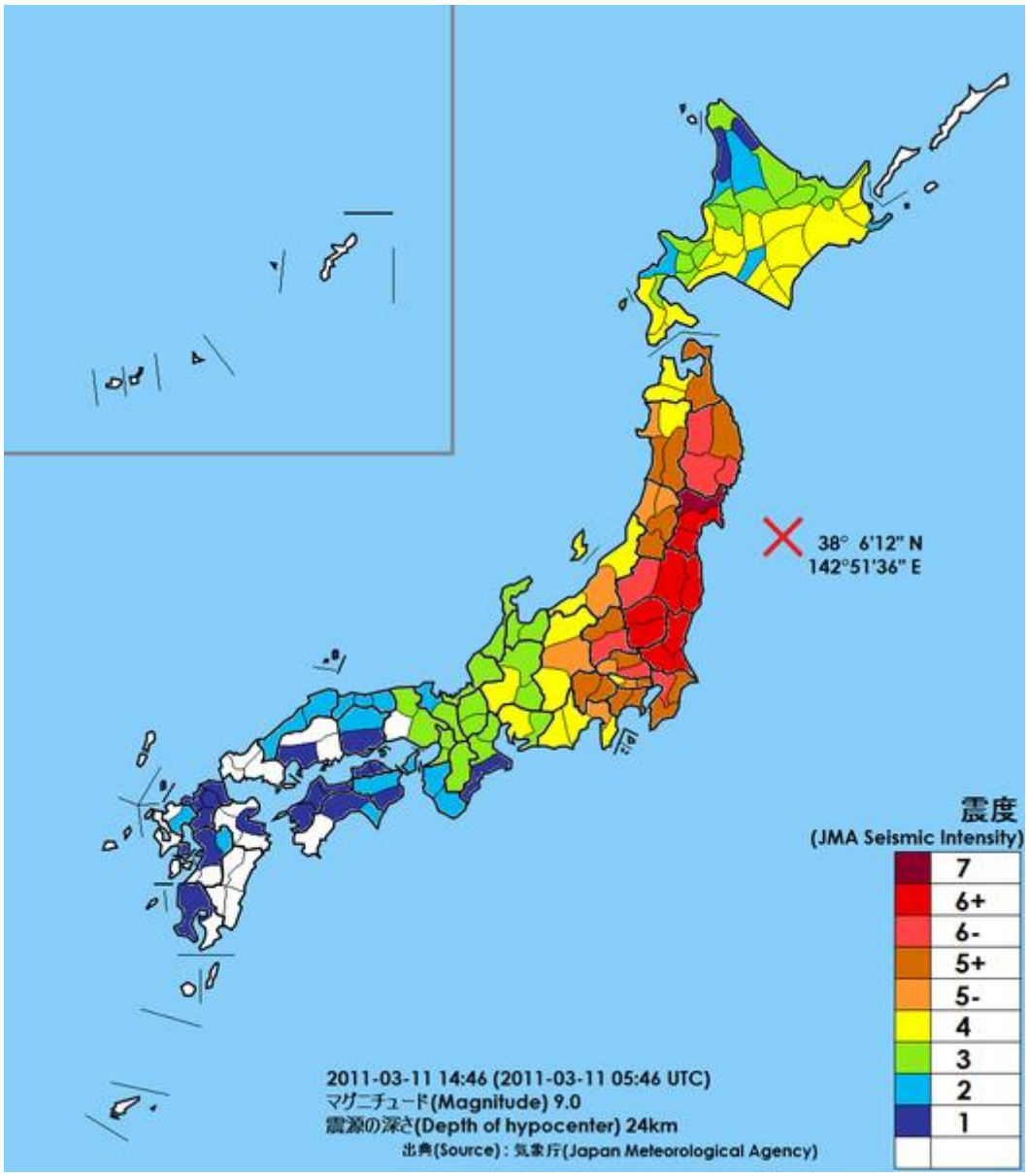
El terremoto de Fukushima tuvo lugar alrededor de las 14:46:23 hora local (05:46:23 UTC) del viernes 11 de marzo de 2011. El epicentro del terremoto se ubicó en el mar, frente a la costa de Honshu, 130 km al este de Sendai, en la prefectura de Miyagi, Japón, como podemos observar en la figura 13 junto con la ubicación de las centrales nucleares cercanas.

Figura 13. Epicentro del terremoto

Fuente: Japan_location_map_with_side_map_of_the_Ryukyu_Islands.svg: Maximilian Dörrbecker (Chumwa) File:Japan (orthographic projection).svg: (Connormah) derivative work: W.Rebel (talk) derivative work: Rexmania (JAPAN_EARTHQUAKE_20110311-cs.png
https://commons.wikimedia.org/wiki/File:JAPAN_EARTHQUAKE_20110311-es.png
26/11/2015 CC BY-SA 3.0

En la figura 14 podemos ver la situación (con las coordenadas) y la intensidad que se registraron en las diferentes provincias proporcionado por la JMA (Agencia Meteorológica de Japón).

Figura 14. Intensidad del terremoto por provincias en Japón.



Fuente: Por Pekachu como obra derivada de http://www.jma.go.jp/jma/press/1103/30d/201103301800.html (Japan Meteorological Agency)
https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Shindomap_2011-03-11_Tohoku_earthquake.png
26/11/2015 CC BY-SA 3.0

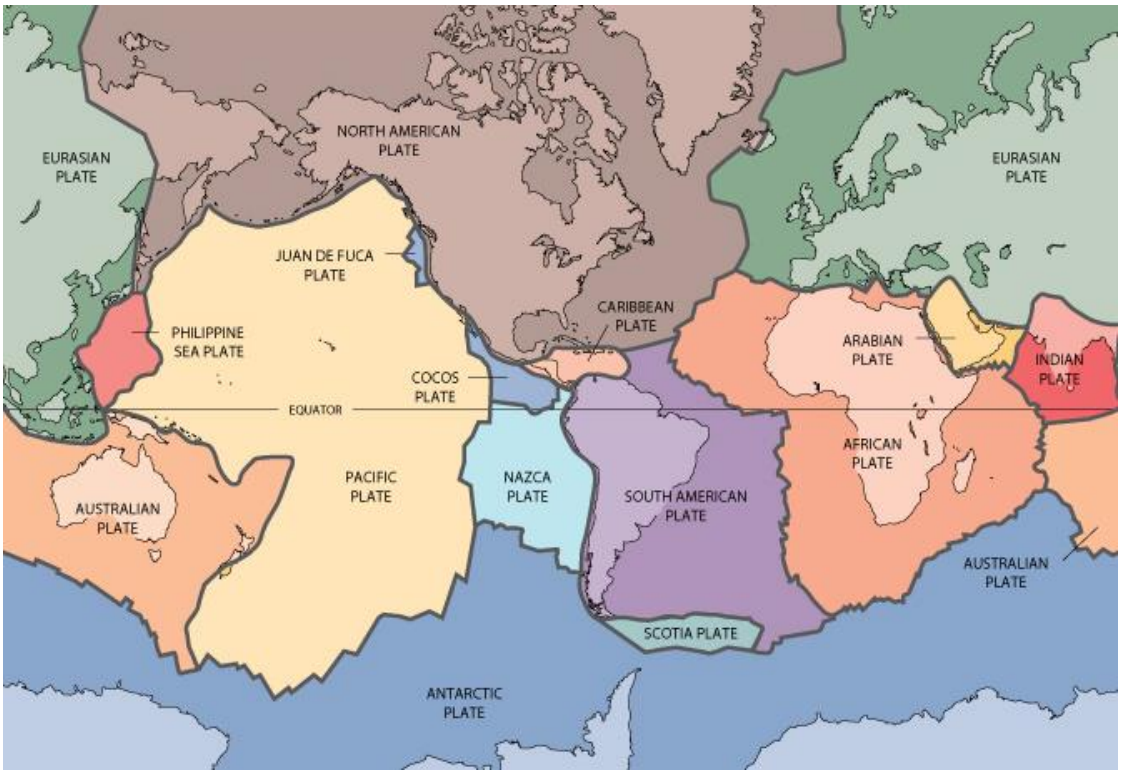
Para medir un terremoto existen dos tipos de escalas, escala de magnitud y escala de intensidad. La escala de magnitud de un terremoto expresa la cantidad de energía liberada en el mismo, por lo que la magnitud es única para un terremoto dado, sin embargo la escala de intensidad se refiere a los efectos locales del terremoto que varía según nos acercamos o alejamos del epicentro.

Incluido en los tipos de escala de magnitud se encuentran la escala Richter y la escala sismológica de magnitud de momento (MW). Esta última tiene la ventaja de no saturarse cerca de valores altos (es decir, no tiene un valor por encima del cual todos los terremotos más grandes reflejen magnitudes muy similares), por eso se utiliza esta escala para la medición de terremotos de una magnitud superior a 6,9. A pesar de lo anterior, la escala de Richter es la que goza de más popularidad en la prensa. Luego, es común que la prensa comunique la magnitud de un terremoto en «escala de Richter» cuando éste ha sido en realidad medido con la escala de magnitud de momento.

En un primer momento se calculó la magnitud del terremoto en 7,9 grados MW, que fue posteriormente incrementada a 8,8, después a 8,9 grados por el Servicio Geológico de los Estados Unidos (USGS). Finalmente a 9,0 grados MW, confirmado por la JMA y el USGS. El terremoto duró aproximadamente 6 minutos según los sismólogos.

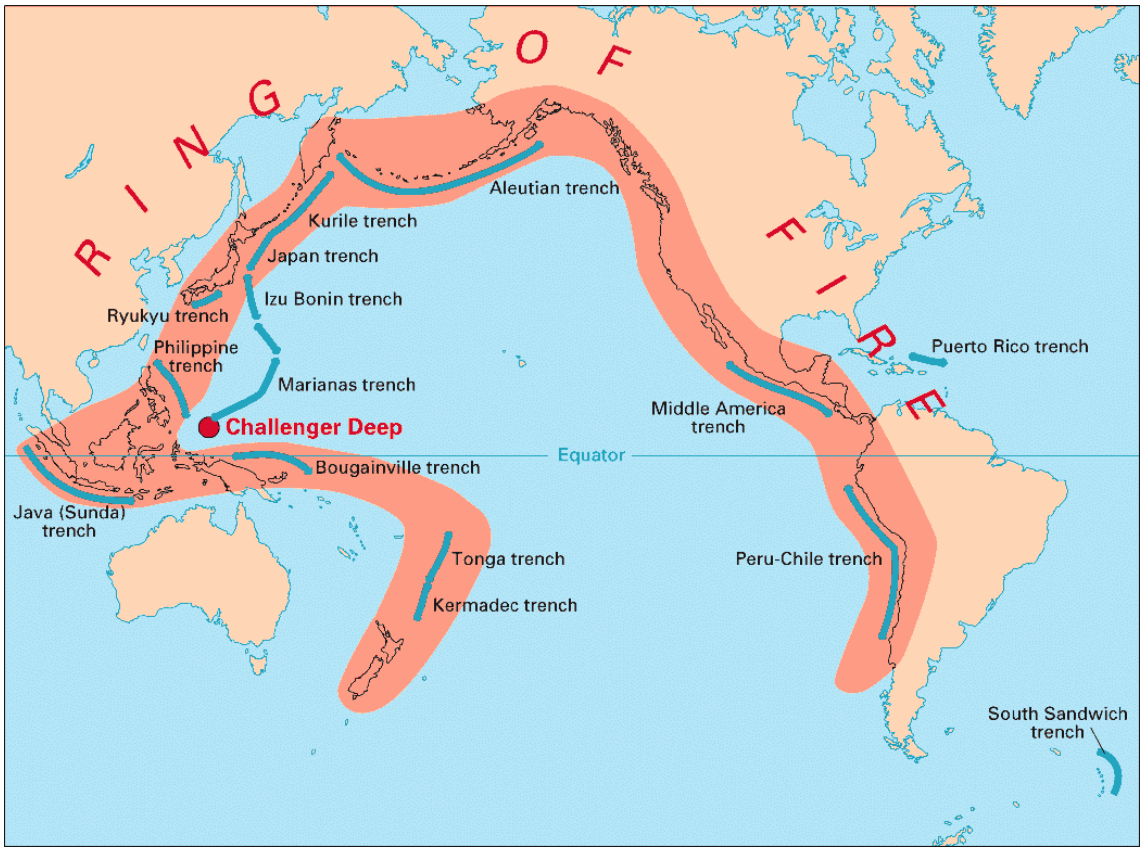
El USGS explicó que el terremoto se produjo en la Fosa de Japón, donde la Placa del Pacífico se introduce bajo la Placa de Ojotsk (antiguamente se consideraba parte de la placa Norteamericana). En la latitud en que ocurrió este terremoto, la placa del Pacífico se desplaza en dirección oeste con respecto a la placa Norteamericana a una velocidad de 83 mm/año. La placa del Pacífico se mete debajo de Japón en la fosa de Japón, y se hunde en dirección oeste debajo de Asia. En la figura 15 observa el límite de las distintas placas tectónicas existentes en la actualidad.

Figura 15. Límites de las distintas placas tectónicas.



Fuente: Servicio Geológico de los Estados Unidos (USGS)
http://pubs.usgs.gov/gip/dynamic/slabs.html
26/11/2015 Dominio Público

Figura 16. El “Cinturón de fuego”.



Fuente: Servicio Geológico de los Estados Unidos (USGS)
http://pubs.usgs.gov/gip/dynamic/fire.html
26/11/2015 Dominio Público

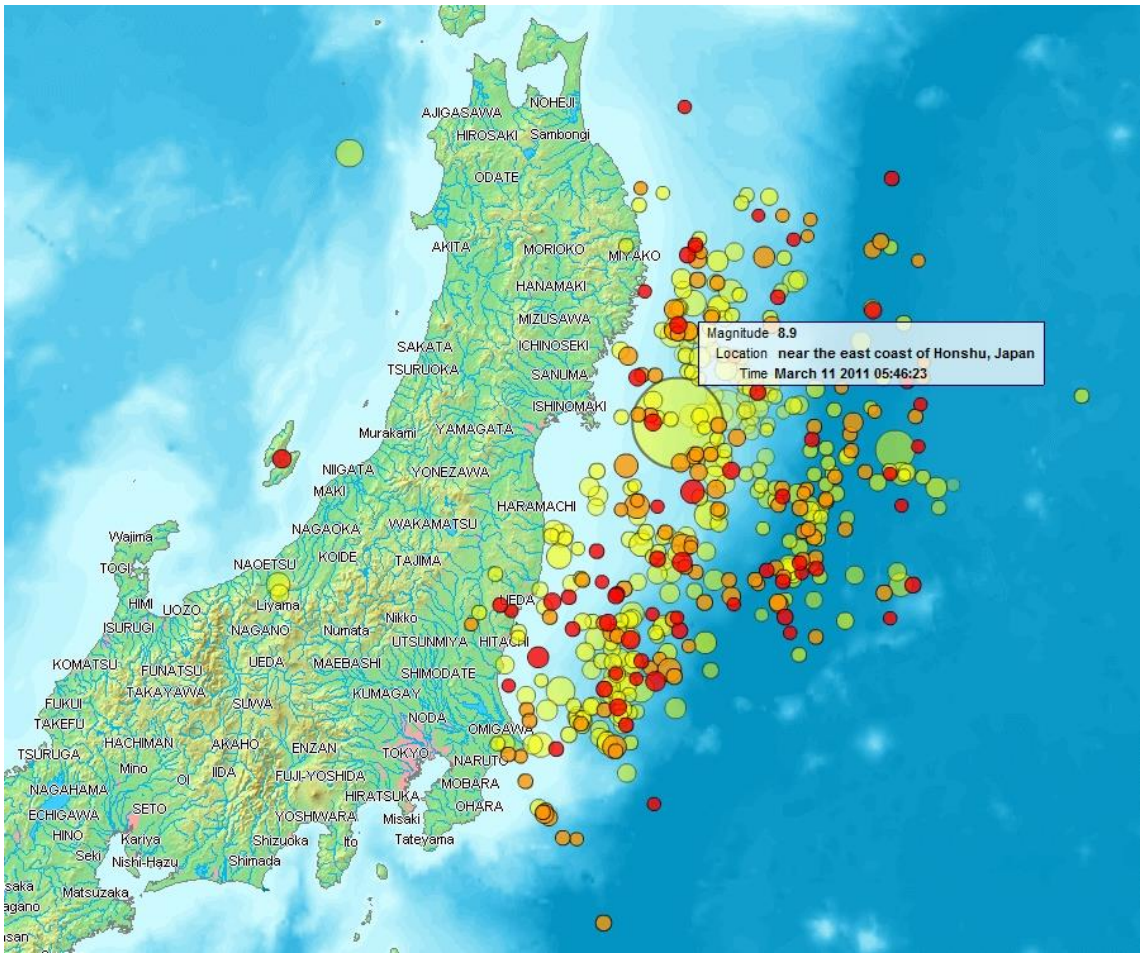
Una serie de importantes grietas o fosas (en azul en la figura 16) rodean la placa del pacífico formando el llamado Cinturón de Fuego (Ring of fire), zona de frecuentes terremotos y erupciones volcánicas.

El terremoto principal estuvo precedido de una larga serie de terremotos previos, que comenzaron con un temblor de 7,2 MW el día 9 de marzo de 2011, aproximadamente a 40 kilómetros de distancia de donde se produjo el terremoto del 11 de marzo, a las 02:45:18 UTC en la misma zona de la costa oriental de Honshu y seguido de otros tres el mismo día de la catástrofe que excedieron los 6 MW de intensidad. También ese día las autoridades de la JMA dieron una alerta de maremoto, pero sólo local, para la costa este. El 1 de febrero había entrado en actividad el volcán Shinmoe en la provincia de Miyazaki, todo esto indicaba una reactivación de la tectónica previa al terremoto.

Un minuto antes del terremoto principal, el Sistema de Alerta de Terremotos, conectado a cerca de 1.000 sismógrafos en Japón, envió una serie de avisos a los diferentes medios de comunicación japoneses alertando del peligro inminente. Se cree que gracias a estas alertas se pudieron salvar una gran cantidad de personas.

Tras el terremoto se registraron múltiples réplicas. Un terremoto de magnitud 7,0 se registró a las 15:06 hora local, de 7,4 a las 15:15 hora local y de 7,2 a las 15:26 hora local. Después del terremoto inicial se registraron más de cien réplicas con magnitudes superiores a 4,5 grados, que están representadas en la figura 17.

Figura 17. Réplicas del terremoto Tohoku.



Fuente: https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Map_of_Sendai_Earthquake_2011.jpg
26/11/2015 Dominio Público

Un terremoto de esta magnitud por lo general tiene un frente de ruptura de al menos 480 kilómetros y requiere de una larga línea de falla relativamente recta. Debido a que el límite entre placas y la zona de subducción en esta región no es tan recto, es por lo que los terremotos en esta región se espera que tengan magnitudes de entre 8 y 8,5, por eso la magnitud del terremoto fue una sorpresa para algunos sismólogos. La región hipocéntrica del terremoto se extiende desde la costa de Iwate hasta las prefecturas fuera de la costa de Ibaraki. La JMA declaró que el terremoto podía haber generado una ruptura en la falla desde Iwate a Ibaraki, con una longitud de 400 kilómetros y un ancho de 200 kilómetros. Se calcula que el hipocentro del terremoto se situó a una profundidad de 24 km.

El terremoto liberó una cantidad de energía superficial calculada en 1.9×10^{17} julios, que se disipó en forma de temblor que fue la energía que generó el tsunami. Si se hubiera aprovechado la energía superficial de este terremoto, se podría abastecer a una ciudad del tamaño de Los Ángeles durante todo un año. La energía total liberada, también conocido como el "momento sísmico" (M0), fue de más 200.000 veces la energía de superficie y fue calculada por el USGS en 3.9×10^{22} julios. Esto es equivalente a 9.320 Gt de TNT (1Gt = $4{,}184 \times 10^{18}$J), o aproximadamente 466 millones de veces la energía de la bomba nuclear de Nagasaki (20 kt).

Los informes del Instituto Nacional de Geofísica y Vulcanología de Italia dicen que los efectos del terremoto han sido tales que ha desplazado el eje de la tierra unos 25 cm. Otro informe del Servicio Geológico de EEUU dice que Honshu, se ha desplazado 2,4 metros hacia el este.

-Profundiza 3-

Impacto del terremoto en la central nuclear

El movimiento de la tierra causó daños importantes a las infraestructuras, incluyendo los sistemas de transmisión y transporte de energía en Japón. Después del terremoto, las organizaciones de respuesta a emergencias locales, regionales y nacionales se activaron para evaluar y coordinar la evaluación de daños del terremoto y la recuperación. Se estableció un centro de coordinación de emergencias en la sede de TEPCO en Tokio, para coordinar, supervisar y gestionar la respuesta a los daños que el terremoto había producido en todos los activos de la compañía y la recuperación de las múltiples interrupciones eléctricas.

La central nuclear de Fukushima Daiichi se diseñó teniendo en cuenta que se encontraba en una zona de posible actividad sísmica y considerando una magnitud máxima de diseño de 7,1 para un terremoto.

Así la aceleración sísmica producida por el terremoto en los distintos reactores no superó las condiciones de diseño en las unidades 1, 4 y 6, pero sí lo hizo en las unidades 2, 3 y 5. El terremoto dañó las líneas de alimentación eléctrica de la central y causó daños importantes a las infraestructuras de la central.

Tabla 2. Aceleración sísmica registrada en los reactores de la central nuclear de Fukushima.

	Aceleración Sísmica de Diseño			Aceleraciçon Sísmica Registrada		
REACTORES	N/S	E/W	U/D	N/S	E/W	U/D
Unidad 1	487	489	412	460	447	258
Unidad 2	441	438	420	348	550	302
Unidad 3	449	441	429	322	507	231
Unidad 4	447	445	422	281	319	200
Unidad 5	452	452	427	311	548	256
Unidad 6	445	448	415	298	444	244

2.4 El tsunami

Introducción

Un tsunami (del japonés «津» tsu, puerto o bahía, y «波» nami, ola) o maremoto2 (del latín mare, mar y motus, movimiento) es un evento complejo que involucra un grupo de olas de gran energía y de tamaño variable que se producen cuando algún fenómeno extraordinario desplaza verticalmente una gran masa de agua. Este tipo de olas remueven una cantidad de agua muy superior a las olas superficiales producidas por el viento. Se calcula que el 90% de estos fenómenos son provocados por terremotos, en cuyo caso reciben el nombre más correcto y preciso de «maremotos tectónicos».

En la siguiente animación se muestra el origen y formación de un Tsunami (se requiere Flash para ver la infografía):

Fuente: Consumer
http://www.consumer.es/web/es/medio_ambiente/naturaleza/2005/01/11/140181.php
18/11/2015 Autorizado fines educativos

El tsunami

La ruptura de la falla que causó el terremoto deformó el fondo del mar y el bloque cortical superior de la placa en que las islas del Japón están situadas, moviéndola cerca de 50 m este-sudeste y elevándola unos 7 – 10 m. Dicha deformación del fondo marino provocó olas de entre 10 y 20 metros golpearon la costa norte de Japón. La altura máxima de las olas fue de unos 35 metros al norte de la ciudad de Miyako. El área de inundación fue de unos 58 km^2 en la prefectura de Iwate, unos 327 km^2 en la prefectura de Miyagi, unos 112 km^2 en la prefectura de Fukushima y de unos 23 km^2 en la prefectura de Ibaraki.

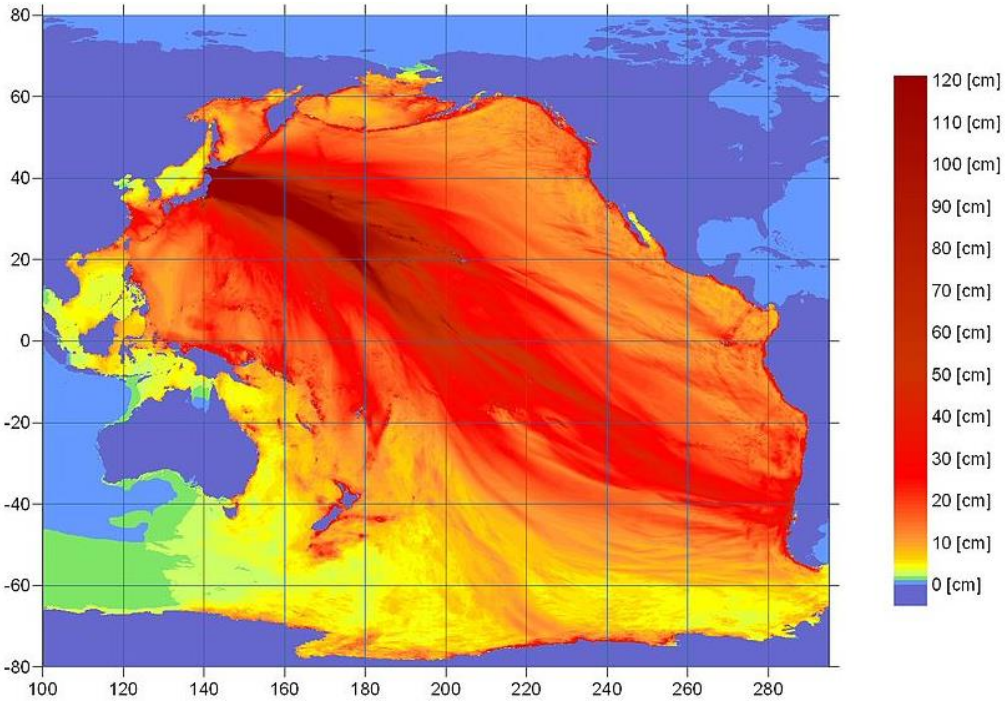
Fuente: National Oceanic and Atmospheric Administration
http://oceantoday.noaa.gov/tsunamistrikedestruction/
01/12/2015 Dominio público

La agencia de noticias Kyodo informó que un tsunami de 4 metros de altura había golpeado la Prefectura de Iwate en Japón. Se observó una ola de 10 metros de altura en el aeropuerto de Sendai, en la Prefectura de Miyagi, que quedó inundado, con olas que barrieron coches y edificios a medida que se adentraban en tierra.

Se calcula que 67 km^3 de agua oceánica cayeron sobre 860 km del litoral japonés.

Puede observarse la altura aproximada de las olas en la figura 18 de la Administración Nacional Oceánica y Atmosférica (NOAA):

Figura 18. Altura de las olas del tsunami



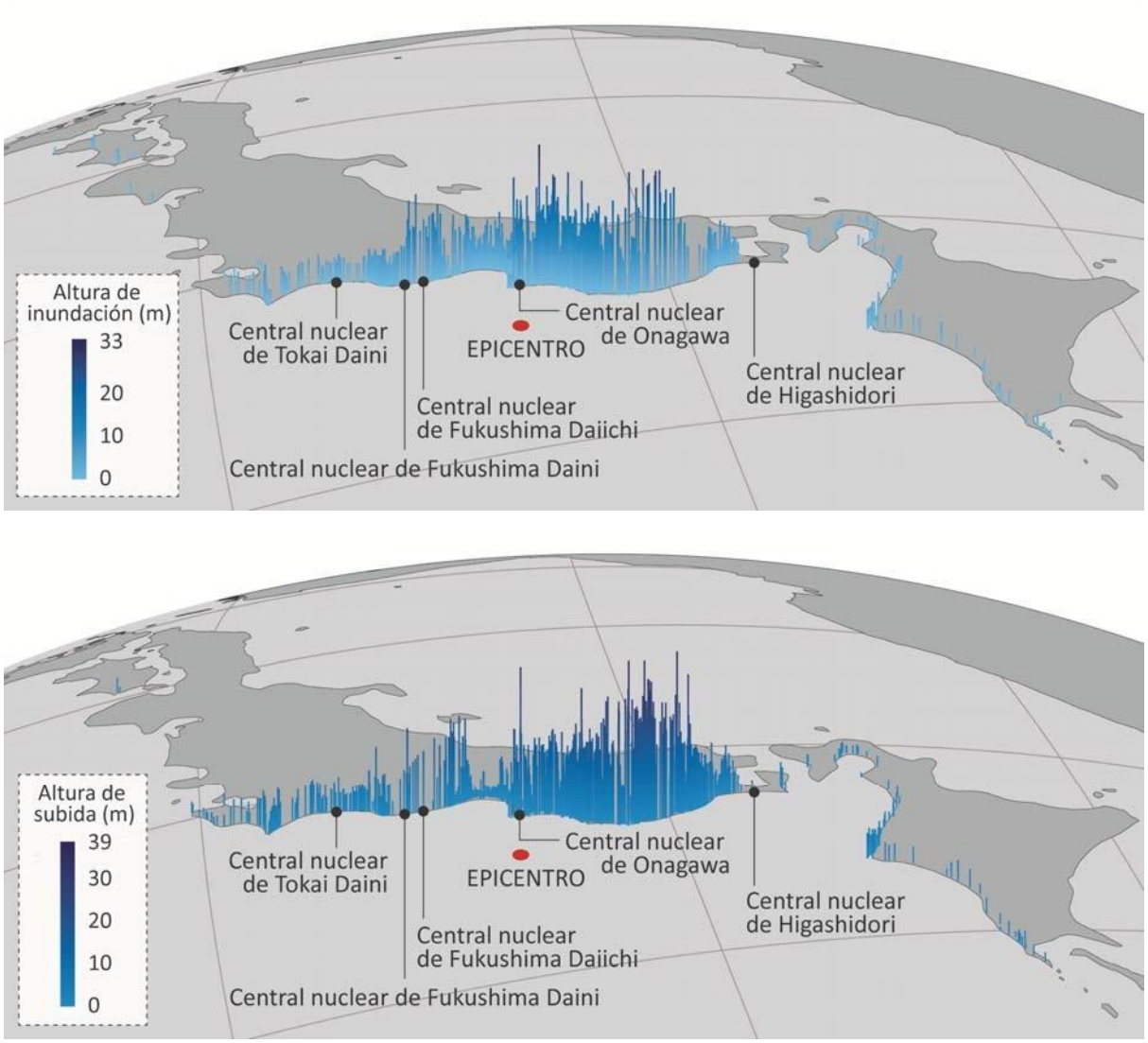
Fuente: West Coast & Alaska Tsunami Warning Center, National Oceanic and Atmospheric Administration
https://commons.wikimedia.org/wiki/File:2011Sendai-NOAA-Energylhvpd9-05.jpg
01/12/2015 Dominio público

Tras el terremoto la Agencia Meteorológica de Japón (JMA) generó una alerta de tsunami para la costa pacífica de Japón y otros muchos países. La alerta de tsunami emitida por Japón fue la más grave en su escala nacional de alerta.

El tsunami produjo un efecto devastador en una extensa zona de Japón. En la imagen 19 podemos observar la variación del impacto de las olas del tsunami: línea de inundación (imagen superior) y subida de las olas (imagen inferior), según la geografía y la topografía costeras.

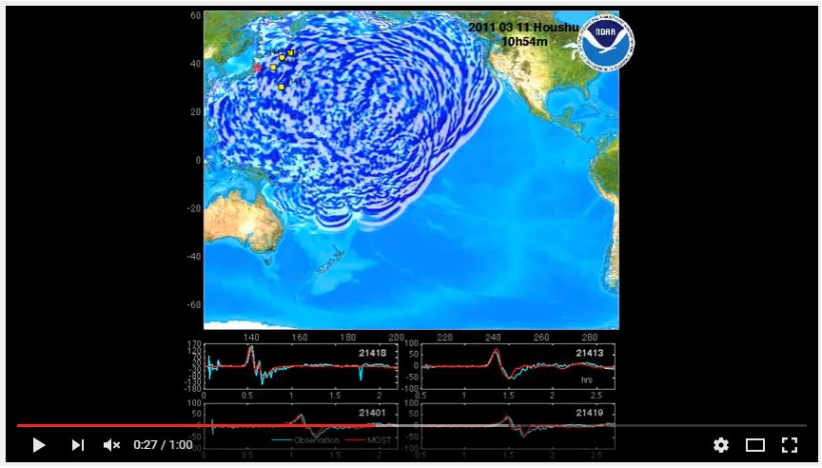
La altura de subida es la altura de la ola en el punto de máxima penetración tierra adentro, y la altura de inundación es la altura de la cresta de la ola en comparación con el nivel del mar.

Figura 19. Altura de inundación y altura de subida



Fuente: Informe del director General. IAEA.
Este contenido queda fuera de nuestra licencia creative commons.

Aquí podemos ver una animación de la NOOA sobre la propagación del tsunami:

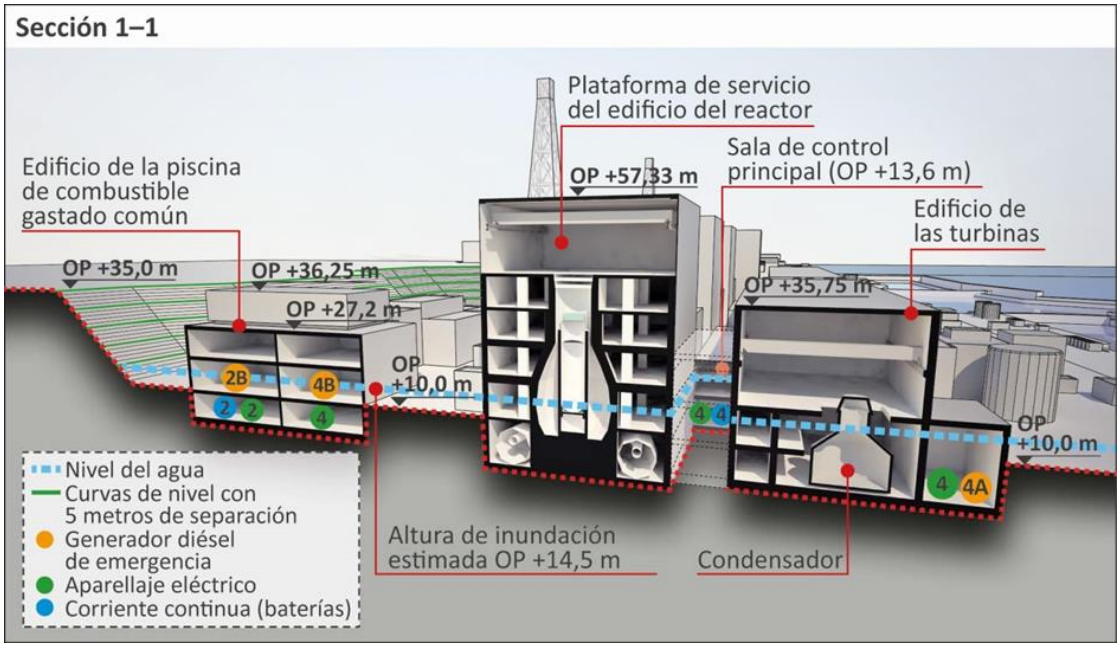


Fuente: National Oceanic and Atmospheric Administration
https://es.wikipedia.org/wiki/Archivo:20110311Houshu.ogg#file
01/12/2015 Dominio Público.

Impacto sobre la central de Fukushima Daiichi

Las olas del tsunami comenzaron a llegar a la central nuclear de Fukushima Daiichi alrededor de 40 minutos después del terremoto. El emplazamiento quedó protegido de la primera ola, de una altura de subida de entre 4 y 5 metros, por la barrera de diques marítimos diseñados para proteger la costa contra un tsunami de una altura máxima de 5,5 metros. Sin embargo, unos 10 minutos después, una segunda ola, la más grande de todas, de una subida de entre 14 y 15 metros, superó los diques e inundó el emplazamiento. En la figura 20 podemos observar el nivel de la inundación respecto a la altura de los edificios de la central.

Figura 20. Nivel del agua de la inundación.



Fuente: Informe del director General. IAEA.
Este contenido queda fuera de nuestra licencia creative commons.

Sumergió todas las estructuras y el equipo situados a nivel del mar, así como los edificios principales (incluidos los de los reactores, las turbinas y los servicios) construidos en terrenos más elevados, causando la siguiente secuencia de sucesos:

- La ola inundó y dañó las bombas de agua de mar y los motores no protegidos de los sitios de toma de agua de mar en la costa. Esto eliminó la posibilidad de enfriar los sistemas y componentes esenciales de la central, incluidos los generadores diésel de emergencia refrigerados por agua, para que pudieran seguir funcionando. Los generadores diésel de emergencia refrigerados por aire de las Unidades 2, 4 (en la planta baja del edificio del combustible gastado común) y 6 (en el primer piso de un edificio aparte para los generadores diésel, situado a más altura) no resultaron afectados por la inundación. Sin embargo, los componentes (es decir, el aparellaje eléctrico, los centros y paneles de alimentación, etc.) de los generadores diésel de emergencia refrigerados por aire de las Unidades 2 y 4, que se encontraban en el sótano del edificio del combustible gastado común, fueron dañados por el agua.
- La ola inundó y dañó el edificio de almacenamiento en seco en cofres situado cerca de la costa, entre las Unidades 1 a 4 y las Unidades 5 y 6. Los propios cofres y el combustible almacenado en ellos no sufrieron efectos importantes, como se pudo comprobar posteriormente.
- El agua inundó los edificios, incluidos los de todos los reactores y las turbinas, el de almacenamiento común de combustible gastado y el de los generadores diésel, dañando la estructura y el equipo eléctrico y mecánico que se encontraba en las plantas bajas y en los primeros pisos de esos edificios. Entre el equipo que sufrió daños figuraban los generadores diésel de emergencia o sus conexiones eléctricas, lo que se tradujo en la pérdida de la alimentación de corriente alterna de emergencia. Solo uno de los generadores diésel de emergencia refrigerados por aire —el de la Unidad 6— no se vio afectado por la inundación. Siguió en funcionamiento, suministrando corriente alterna de emergencia a los sistemas de seguridad de la Unidad 6 y permitiendo la refrigeración de ese reactor.

Como consecuencia de estos sucesos, las Unidades 1 a 5 perdieron la alimentación de corriente alterna, situación conocida como un apagón de la central.

Daños del terremoto y tsunami en Japón

El grado y extensión del daño causado por el terremoto y posterior tsunami fue enorme, con la mayor parte del daño producido por el tsunami. Se estima que los costos del daño ascienden a los diez billones de dólares; fotos satelitales antes y después del suceso muestran regiones devastadas por un inmenso daño. A pesar de que Japón invirtió billones de dólares en muros marinos anti-tsunami que bordean por lo menos 40 % de sus 34,751 km de línea costera y se levantan 12 metros de altura, el tsunami simplemente paso por arriba de los muros, colapsando algunos en su marcha.

Figura 21. Fotografía de la zona tras el paso del tsunami.

Fuente: Jun Teramoto
https://www.flickr.com/photos/jun_teramoto/5634754502/in/album-72157626531816316/
01/10/2015 CC BY-SA 2.0

La Agencia Policial Nacional japonesa dijo el 3 de abril de 2011, que 45.700 construcciones fueron destruidas y 144.300 fueron dañadas por el tsunami y el terremoto. Los daños en construcciones incluyen 29.500 estructuras en la prefectura de Miyagi, 12.500 en la prefectura de Iwate y 2.400 en la prefectura de Fukushima. Trescientos hospitales con 20 camas o más en Tohoku fueron dañados por el desastre, con 11 de ellos siendo completamente destruidos. El terremoto y tsunami crearon un estimado de 24–25 millones de toneladas de escombros y desechos en Japón.

Figura 22. Fotografía de la zona tras el paso del tsunami.

Fuente: Jun Teramoto
https://www.flickr.com/photos/jun_teramoto/5634754502/in/album-72157626531816316/
01/10/2015 CC BY-SA 2.0

Se estima que 230.000 automóviles y camiones fueron dañados o destruidos en el desastre. Para finales de mayo de 2011, residentes de las prefecturas de Iwate, Miyagi, y Fukushima des-registraron 15000 vehículos, lo que significa que los dueños los consideraron no reparables o insalvables.

De acuerdo a Tōhoku Electric Power (TEP), alrededor de 4,4 millones de casas quedaron sin electricidad en el noreste de Japón. Muchos reactores nucleares y plantas de energía convencional quedaron fuera de servicio después del terremoto, reduciendo la capacidad total de La Tokyo Electric Power Company (TEPCO) a 21 GW. Los Apagones rotativos comenzaron el 14 de marzo. TEPCO, que normalmente provee aproximadamente 40 GW de electricidad, anunció que sólo podría proveer 30 GW. Esto se debe a que el 40% de la electricidad del área del gran Tokio es suministrada por los reactores de las prefecturas de Niigata y Fukushima. Los reactores de las plantas Fukushima Dai-ichi y Fukushima Dai-ni se desconectaron automáticamente de la red cuando ocurrió el primer terremoto y fueron luego dañados por el tsunami. Los apagones rotativos de tres horas afectaron a las prefecturas de Tokio, Kanagawa, este de Shizuoka, Yamanashi, Chiba, Ibaraki, Saitama, Tochigi, y Gunma. Las reducciones voluntarias de electricidad por parte de los consumidores del área de Kanto ayudaron a reducir la duración prevista de los apagones.

Tōhoku Electric Power (TEP) no pudo proveer energía a la región de Kanto, porque las plantas de TEP también fueron dañadas por el terremoto. Kansai Electric Power Company (Kepco) no

pudo compartir electricidad, porque el sistema opera a 60 Hz, mientras que TEPCO y TEP operan con un sistema de 50 Hz; esto se debe al temprano desarrollo industrial en 1880 que dejó a Japón sin un sistema de red unificado. Con el daño de tantas plantas de energía, pueden pasar años antes de que Japón vuelva a tener los niveles anteriores al terremoto.

En un esfuerzo por ayudar a aliviar la escasez, tres empresas del acero en la región de Kanto contribuyeron al sistema eléctrico conectando sus generadores a la red de TEPCO para distribuirlo al público. Sumitomo Metal Industries aportó 500MW, JFE Steel 400 MW, y Nippon Steel 500 MW. Los fabricantes de automóviles en Kanto y Tohoku acordaron en mayo de 2011 operar sus fábricas los sábados y domingos y cerrar jueves y viernes para aliviar la escasez.

PROFUNDIZA 1

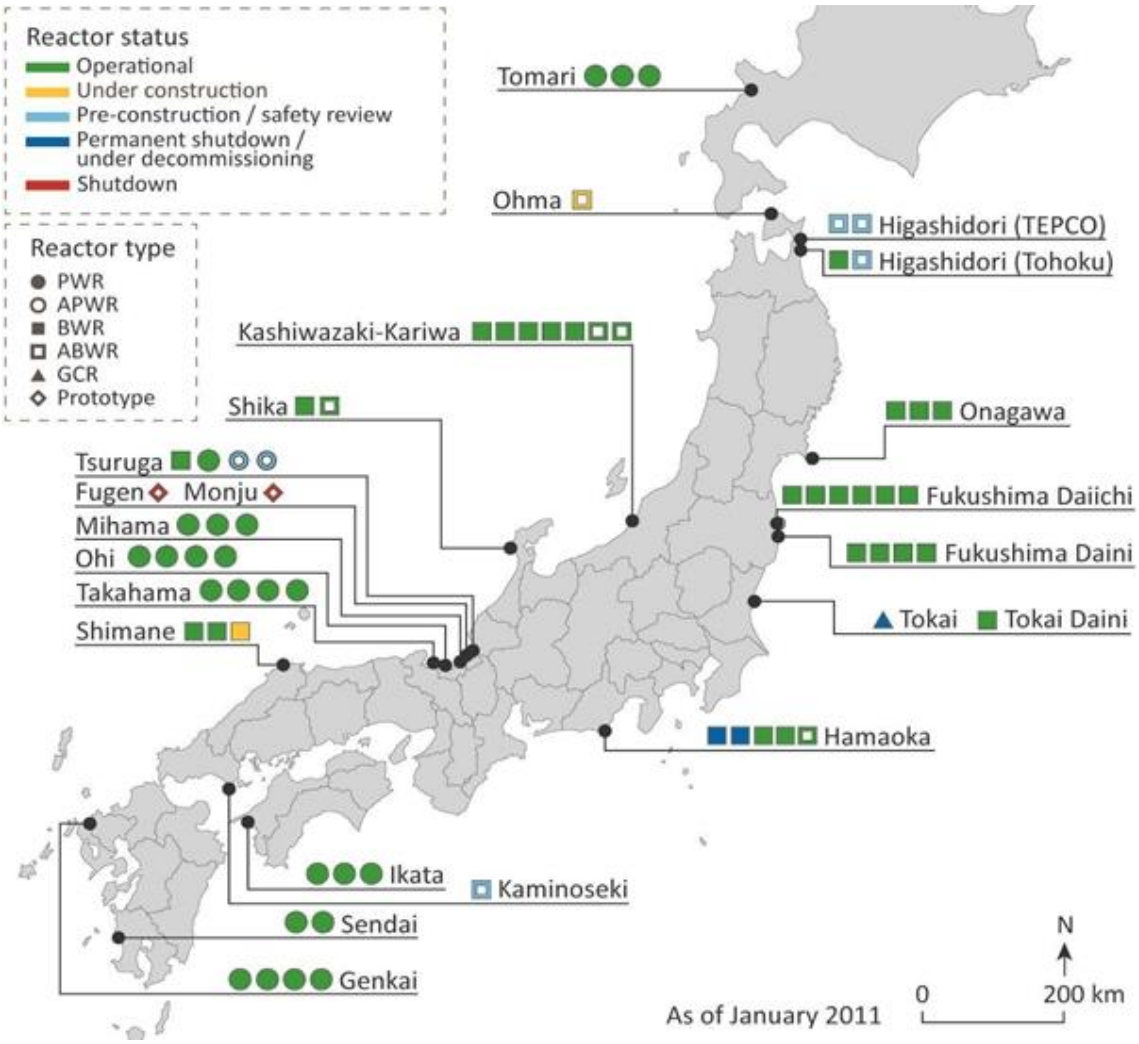
Estructura de la industria nuclear nipona

La generación de energía nuclear ha sido una importante fuente de energía en Japón durante décadas. En respuesta a la crisis del petróleo de la década de 1970, el Gobierno de Japón implementó una política de reducción de la dependencia del petróleo importado mediante el fomento de la eficiencia energética y la diversificación de las fuentes de energía.

Como resultado de esta política del gobierno, la contribución de la energía nuclear al suministro total de energía japonesa creció significativamente hasta el momento del accidente en la central nuclear de Fukushima Daiichi. En 1973, la generación de energía nuclear era de sólo 9,7 TWh, y su participación en la generación total de energía comercial fue sólo del 3%. El crecimiento en la generación de energía nuclear se aceleró en la década de 1990, respaldado por las políticas gubernamentales y los esfuerzos de las empresas de energía, y alcanzó un máximo histórico de 332,2 TWh en 1998. A mediados de la década de 2000, la generación de energía nuclear se redujo debido al impacto de la extensión de los períodos de parada de una serie de centrales nucleares tras el terremoto de Niigata-Chuetsu-Oki en 2007. Aun así, la generación de energía nuclear en 2010 fue de 288,2 TWh, lo que representa el 29% de la generación total de energía en Japón. En el año anterior al accidente, la energía nuclear tuvo su mayor participación en la generación total de energía en Japón, un poco más que la de las centrales de gas natural. Estas dos fuentes de energía fueron seguidas por el carbón (25%), hidráulica (9%) y petroleo (6%).

En marzo de 2011, estaban operando en Japón 54 reactores de energía nuclear (figura 23), produciendo una potencia total de 49 GW. Treinta de los 54 reactores son de tecnología de agua en ebullición (BWR). Tres reactores nucleares adicionales estaban en construcción, y tres estaban siendo retirados del servicio en la primavera de 2011. Para apoyar el funcionamiento de las centrales nucleares, Japón también desarrolló una gama completa de las actividades del ciclo de combustible, comprendiendo el enriquecimiento, conversión, fabricación de combustible, la reelaboración y la gestión de residuos radiactivos.

Figura 23. Reactores nucleares en marzo de 2011



Fuente: Informe del director General. IAEA.
Este contenido queda fuera de nuestra licencia creative commons.

La introducción de los BWR en Japón comenzó con la construcción, por el Instituto Japonés de Investigación de la Energía Atómica (JAERI), del Japan Power Demonstration Reactor, que se desarrolló entre 1963 y 1976. Su construcción y operación otorgaron experiencia para la introducción de reactores de agua ligera comerciales (LWR) en la siguiente etapa. El primer reactor BWR comercial fue construido por la compañía Japan Atomic Power (JAPC) en Tsuruga y comenzó la operación marzo de 1970.

Tras la construcción del BWR en Tsuruga, TEPCO comenzó a construir la primera unidad de la central nuclear de Fukushima Daiichi en 1967. Tanto Tsuruga de JAPC y la Unidad 1 de Fukushima Daiichi de TEPCO fueron importados bajo un contrato llave en mano con General Electric (GE). La tecnología necesaria fue transferida a los suministradores de reactores japoneses Toshiba y Hitachi bajo un contrato de licencia del sistema. Después de esto, las Unidades 2 a la 5 de la central nuclear de Fukushima Daiichi (diseñadas con un reactor BWR/4 de 780 MW) y la Unidad 6 (la primera unidad de 1.100 MW diseñada por TEPCO) también se construyeron bajo contratos

llave en mano con GE, GE/Toshiba, Hitachi o Toshiba. Paralelamente a la Unidad 6 de Fukushima Daiichi, se construyó también Tokai Daini de JAPC bajo contrato con GE.

A partir de la segunda mitad de la década de 1990, hubo un parón en el desarrollo de la tecnología, y factores como “fuertes demandas para reducir los costos de construcción” y “cambios de diseño en base a solicitudes externas”, además de “retrasos en los proyectos debido a una prolongado proceso de concesión de licencias y aprobación” crearon un ambiente en el que no se tenían en consideración mejoras tecnológicas en los diseños ya revisados y aprobados dando por hecho que el nivel de seguridad estaba bien establecido.

Sin embargo, se llevaron a cabo determinadas medidas, como resultado de lo aprendido de varios incidentes, y que se convirtieron en requerimientos regulatorios. Ejemplos de estas mejoras en el diseño por TEPCO bajo en cumplimiento de la regulación, incluyeron el cambio de la estructura de la RB para incorporar las lecciones aprendidas del terremoto de Niigata-Chuetsu-Oki y cambiar el diseño de la central de Higashidori para mejorar la tolerancia sísmica más allá de lo previamente revisado y de los niveles aprobados.

PROFUNDIZA 2

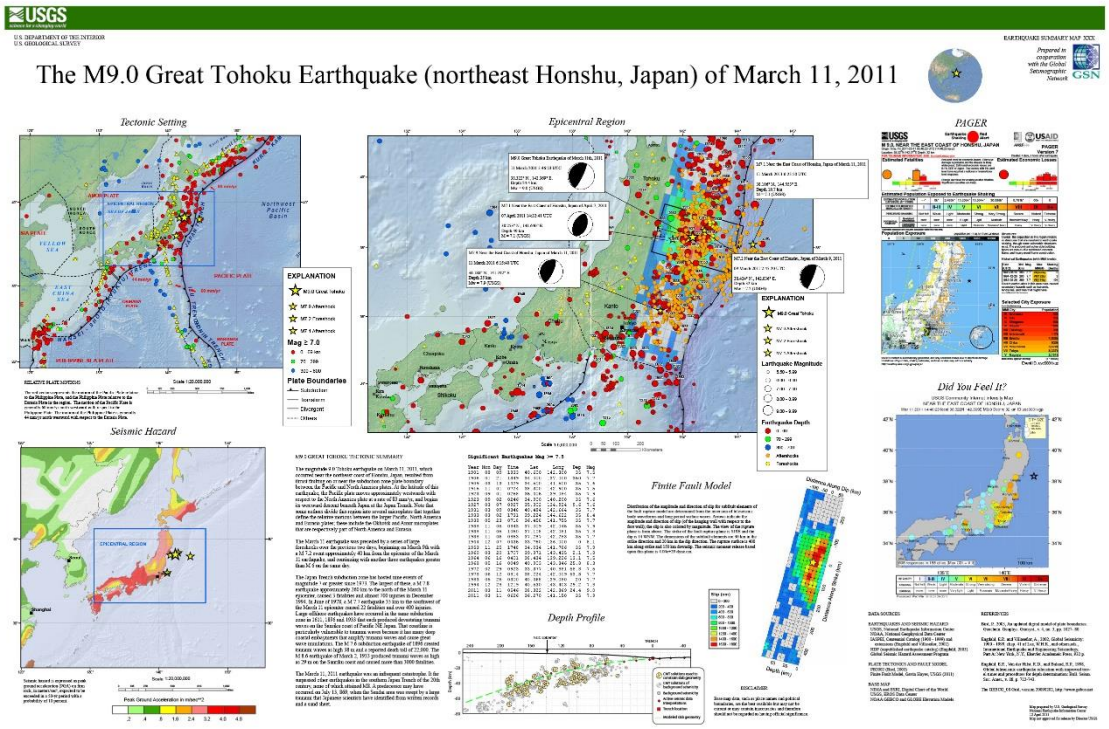
Tabla 3. Características de los reactores de la Central Nuclear de Fukushima Daichi.

Descripción	Unidad 1	Unidad 2	Unidad 3	Unidad 4	Unidad 5	Unidad 6
Tipo de reactor	BWR/3		BWR/4			BWR/5
Generación electrica (Bruto) MW	460	784	784	784	784	1100
Salida térmica (MW(th))	1380	2381	2381	2381	2381	3293
Inicio operación comercial	March 1971	July 1974	March 1976	October 1978	April 1978	October 1979
Diámetro interior de la vasija (m)	4.8	5.6	5.6	5.6	5.6	6.4
Altura de la vasija (m)	20.0	22.0	22.0	22.0	22.0	23.0
Peso total de la vasija (t)	440	500	500	500	500	750
Presión de diseño de la vasija (gauge)			8.62 MPa (86.2 bar)			
Temperatura de diseño de los reactores (°C)			302			

PROFUNDIZA 3

El siguiente documento en inglés (figura 24) es el panel informativo publicado por el Servicio Geológico de los Estados Unidos (USGS) con toda la información sobre el terremoto:

Figura 24. Panel informativo del Terremoto por el USGS.



Fuente: Servicio Geológico de los Estados Unidos (USGS)
http://earthquake.usgs.gov/earthquakes/eqarchives/poster/2011/20110311.php
01/12/2015 Dominio Público

Y aquí un link al documento al PDF: [Panel Tohoku HearthQuake]