

# Reactores (Boiling Water Reactor) BWR

Pablo Vivar Colina

21 de noviembre de 2019

## Índice

<b>1. Ventajas BWR</b>	<b>1</b>
<b>2. BWR-6 General Electric</b>	<b>2</b>
2.1. Diseño . . . . .	2
2.2. Reactividad . . . . .	4
2.3. Situación Actual . . . . .	4
<b>3. ABWR General Electric, Hitachi</b>	<b>5</b>
3.1. Diseño . . . . .	5
<b>4. ESBWR General Electric, Hitachi, Toshiba</b>	<b>5</b>
4.1. Introducción . . . . .	5
4.2. Diseño . . . . .	6
4.3. Situación Actual . . . . .	7
<b>5. Conclusiones</b>	<b>7</b>

## 1. Ventajas BWR

Desde que el agua es utilizada en la generación de electricidad en este tipo de reactores, los componentes involucrados como los recalentadores, turbinas y demás deben ser reforzados, la presión de un BWR es de 7 [MPa] que es la mitad de la presión utilizada en un PWR.[2]

El BWR es un reactor de agua ligera.

Junto con el PWR son las tecnologías más utilizadas a lo largo del mundo.

Se consideran peligrosos porque se tenía la creencia en los años 50 que las burbujas de vapor le causaban gran inestabilidad.

Una de las ventajas de los BWR es que puede ir el vapor directamente a las turbinas a diferencia de un generador PWR por lo que se dice que este tipo de reactores trabaja en ciclo directo.

Mejoras implementadas de BWR a ABWR:

- RIPS
- Barras de control
- contención primaria
- El cuarto de control
- fibra optica (mayor velocidad en comunicaciones)

Mejoras implementadas del ABWR al ESBWR:

- 1 Sistemas Pasivos de seguridad
- Eliminación de los RIPS
- Menor Equipo (menor costo y tiempo de mantenimiento)
- Contención mejorada
- Chimenea ente el núcleo del reactor y separadores de humedad

Ciclo Rankine (buscar ciclo termodinámico)

Los precalentadores de un BWR tiene que subir la presión a mas de 7.2 [MPa]

Para el BWR y el ABWR se controlan con las barras de control y con las bombas de recirculacion

## 2. BWR-6 General Electric

### 2.1. Diseño

El Reactor de Agua en Ebullición es un sistema de generación de vapor de ciclo directo, el combustible consiste de pastillas cerámicas compuestas dióxido de uranio con un enriquecimiento entre el 3 y 4 %.

El agua hierve por las fisiones en el núcleo, el vapor húmedo generado pasa a través de los secadores de vapor, saliendo con una calidad de 0.30 % de humedad y una presión entre 970 a 1000 [psi] y se envía directamente a la turbina.

Después de haber pasado por la turbina, el vapor es condensado y bombeado a través de los desmineralizadores, precalentadores de agua de alimentación y por último, regresado a la vasija del reactor para así completar el ciclo.

La vasija del reactor, los internos y los mecanismos de accionamiento de las barras de control. El núcleo del reactor, los separadores de vapor, los secadores de vapor, el soporte y posicionamiento del núcleo.

Se tienen tres direcciones de flujo en la vasija:

- El agua entra a la vasija por medio de la penetración de entrada de agua de alimentación

- Del ánulo, vía la penetración de salida del agua de recirculación
- El excedente entra en la succión de las bombas jet.

Los tres flujos se juntan en los difusores de las bombas jet y se descargan al parte inferior del núcleo.

El agua fluye hacia la parte superior donde una porción del líquido es convertida en vapor, el líquido separado del vapor regresa ánulo, para reciclarse, y el vapor es enviado a la turbina. El vapor saturado deja la vasija por medio de cuatro líneas de vapor principal, dos válvulas de aislamiento y dos grupos de válvulas de seguridad-alivio.

El vapor desfogado por cualquier grupo de válvulas de alivio de seguridad es descargado en la alberca de supresión.

El sistema principal de vapor suministra el vapor para el turbogenerador, las turbinas de las bombas de alimentación, los recalentadores de vapor y para componentes auxiliares.

El vapor llega al domo pasando por los separadores y secadores haciendo que el fluido con mayor densidad se desplace radialmente y se separe del vapor.

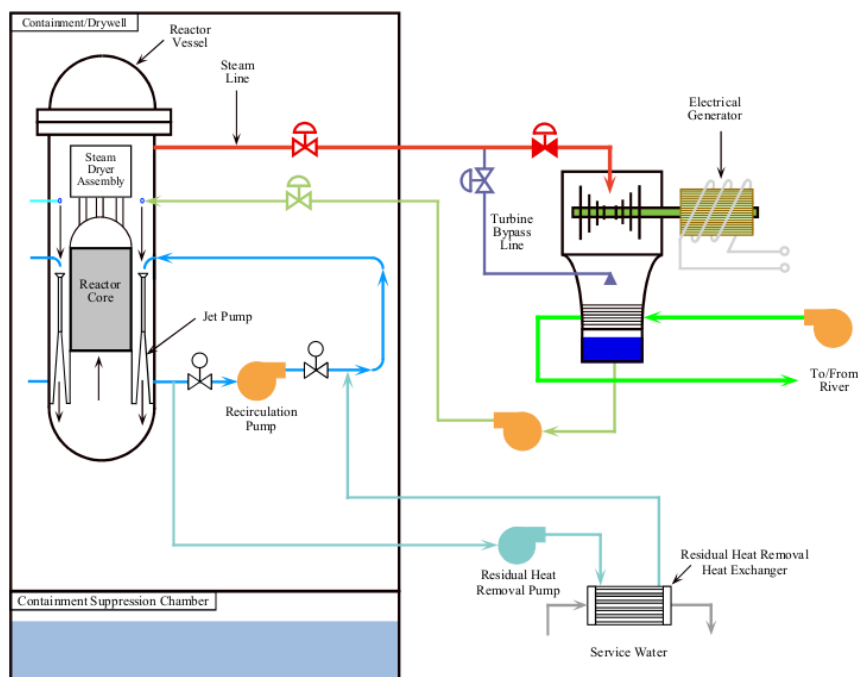


Figura 1: Componentes de la planta BWR

## 2.2. Reactividad

se utiliza como una medida de la predicción contra el núcleo medido reactividad durante la operación de potencia. La confirmación continua de los valores reactividad es necesaria para asegurar que la base de diseño del accidente (DBA) y los análisis de seguridad de transitorios siguen siendo válidos. Una gran anomalía de reactividad podría ser el resultado de cambios imprevistos en la reactividad del combustible, la varilla de control o en condiciones que no sean consistentes con las asumidas en la Ley de la predicciones de la reactividad del núcleo, y podría resultar potencialmente en una pérdida de SDM o violación de los límites de diseño de combustible aceptable. Comparación de las predicciones con los resultados la reactividad medida del núcleo valida los métodos nucleares utilizados en la seguridad y apoya las demostraciones de MDF (LCO 3.1.1.), "(SHUTDOWN MARGIN (SDM))" para asegurar que el reactor pueda ser traído de forma segura a condiciones frías y subcríticas.

[4]

La comparación entre la reactividad inicial medida y la prevista del núcleo proporciona una normalización para los modelos de cálculo utilizados para predecir el núcleo reactividad. Si el  $k_{eff}$  medido y predicho para condiciones centrales idénticas en BOC no concuerdan razonablemente, entonces las suposiciones utilizadas en la recarga el análisis del diseño del ciclo o los modelos de cálculo utilizados para predecir  $k_{eff}$  pueden no ser preciso. Si existe un acuerdo razonable entre el valor medido y el la reactividad prevista del núcleo existe en el COB, entonces la predicción puede ser normalizado al valor medido. A partir de entonces, cualquier desviación significativa en el  $k_{eff}$  medido a partir del  $k_{eff}$  previsto que se desarrolla durante la combustión el agotamiento puede ser una indicación de que las suposiciones del DBA y la los análisis transitorios ya no son válidos, o que un cambio inesperado de de las condiciones básicas.[4]

Si un subsistema del sistema SLC no puede funcionar por razones que no sean Condición A: el subsistema inutilizable deberá restablecerse a ".OPERABLE". en un plazo de 7 días. En esta condición, el resto de la unidad OPERABLE es adecuado para realizar la función de apagado. Sin embargo, el la fiabilidad general se reduce debido a que una sola falla en el resto del sistema El subsistema OPERABLE podría resultar en una reducción de la parada del sistema SLC. capacidad. El Tiempo de Terminación de 7 días está basado en la disponibilidad de un Subsistema OPERABLE capaz de realizar el sistema SLC previsto y la baja probabilidad de un accidente con base en el diseño (DBA) o transitorios severos que ocurren simultáneamente con la falla de la varilla de control Sistema de accionamiento para el cierre de la planta.[4]

## 2.3. Situación Actual

Son reactores de segunda generación que fueron muy populares en la década de los 80, pero que en la actualidad no hay proyecciones para nuevas construcciones de reactores de este tipo ya que los fabricantes de vasijas se han orientado a la elaboración de reactores de tercera generación. Aún así existen en el mundo reactores con este tipo de tecnología aún en operación como es el de laguna verde.

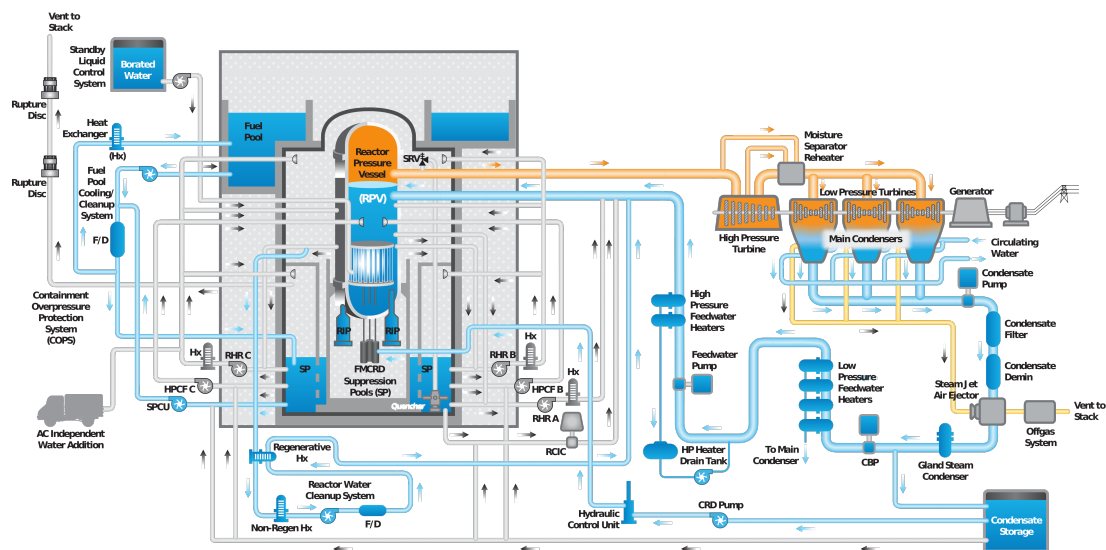


Figura 2: Componentes de la planta ABWR [1]

Característica	ABWR	BWR/6
Recirculación	Bombas integradas a vasija del reactor	Dos circuitos de recirculación con bombas jet integradas
Barras de control	Movimiento fino	Aseguramiento por pistones
Vasija de Reactor	Anillos forjados	Placas
Control e Instrumentación	Digital, multiplexado, fibra óptica, multicanal	Análogo de un canal
Mitigación de Accidente grave	Inerte, ventilación de contaminante	No especificada
Limpieza de Reactor de agua	2 % bombas en pierna fría	1 % en pierna caliente

Cuadro 1: Tabla comparativa ABWR y BWR/6

### 3. ABWR General Electric, Hitachi

#### 3.1. Diseño

### 4. ESBWR General Electric, Hitachi, Toshiba

#### 4.1. Introducción

Desde su participación en la construcción del BWR en la Unidad 1 de la Central Eléctrica de Tsuruga (357 MWe) para The Japan Atomic Power Compañía en 1970, Hitachi ha completado con éxito la construcción de de más de 20 centrales nucleares.

Hitachi también está trabajando con General Electric en los EE.UU. sobre el diseño y las pruebas de confirmación como parte de la ESBWR proyecto de desarrollo.[3]

## 4.2. Diseño

El ESBWR (reactor de agua económico y simplificado) es un reactor de circulación natural para alta presión.

plantas de producción (1.550 MWe) desarrolladas sobre la base de las tecnologías de GE, experiencia con el ABWR y con el SBWR (reactor de agua hirviendo simplificado) en el que Hitachi también jugó un papel en el desarrollo. El diseño del reactor.[3]

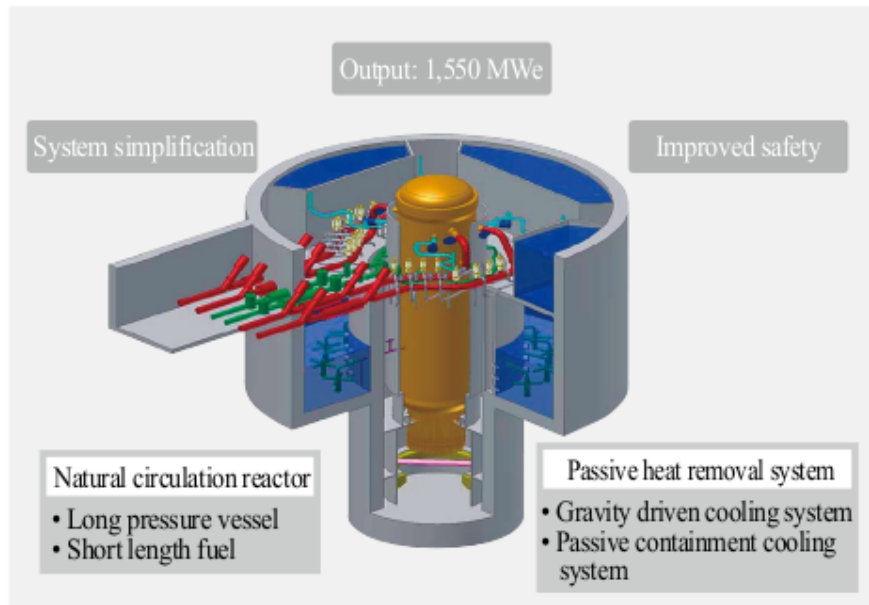


Figura 3: Componentes de la planta ESBWR

Persigue el concepto de un simple reactor nuclear algo que es una característica de los BWRs. Este reactor simplificado de alto rendimiento utiliza una tecnología natural de sistema de reactor de circulación que elimina la necesidad de para una bomba de recirculación de refrigerante del reactor y seguridad equipo que utiliza sistemas pasivos como un condensador de emergencia, refrigeración por gravedad del reactor, y la refrigeración pasiva de los recipientes de contención para reducir la cantidad de equipos mediante la eliminación de los activos componentes como las bombas, a la vez que se reducen costes de funcionamiento y mantenimiento (véase la Fig. 3).

El ESBWR es un valioso tipo de reactor capaz de hacer frente a la repentina afluencia de energía nuclear la construcción de centrales eléctricas que ha surgido en los EE.UU. GE está asumiendo un papel de liderazgo en la obtención de normas en los EE.UU. y solicitó la aprobación de US DC (diseño) en agosto de 2005. Además de asistir en estos asuntos regulatorios a través de análisis y otras contribuciones, Hitachi está utilizando sus capacidades de diseño y fabricación de equipos para apoyar el diseño detallado de los equipos con nuevos elementos de diseño como los componentes internos del reactor, el control y recipiente de contención.

La capacidad de utilizar la circulación natural es la clave de la ESBWR y logra el núcleo

requerido. De la chimenea en la parte superior del edificio, y la obtención de su fuerza motriz a partir de la diferencia en la densidad del refrigerante. La chimenea es una gran pieza de en el reactor con una altura de aproximadamente 7 m y de unos 6 m de diámetro. La chimenea está situada en la parte superior del núcleo y actúa como un túnel para el flujo bifásico (flujo mixto de agua y vapor) que se genera desde el interior del núcleo. A estructura de chimenea dividida con una malla cuadrada. Se utiliza para forzar este flujo de dos fases fluya libremente sin convertirse en estacionario. La chimenea es la más característica y importante componente de la ESBWR de Hitachi.[3]

Para el EBSWR se tiene un mayor tamaño entre la envolvente y las paredes de la vasija. Las barras de control son el punto de regulación de fisiones dentro del reactor, además de ello otro punto de regulación es la temperatura de Agua de Alimentación la cual cambiando su densidad a una menor puede causar menos fisiones.

### 4.3. Situación Actual

Este tipo de reactores sigue en etapa experimental y de pruebas por parte de las compañías antes mencionadas, y se pretende comenzar a construir para el año 2020 alguna planta nuclear con reactores de este tipo en E.E.U.U. o en Japón. situación que presenta un reto debido al reciente accidente nuclear en Fukushima y la nueva política de generación energética en Japón.

## 5. Conclusiones

La construcción de las centrales nucleares está cobrando impulso en todo el mundo, este trabajo cumpló su objetivo porque se logró describir los avances sobre el tipo de tecnología de reactores BWR y sus correspondientes mejoras en los años y mejora continua para las nuevas versiones.

Es necesario la construcción de las centrales nucleares a nivel internacional como un instrumento eficaz para prevenir el calentamiento global, y el ESBWR puede tomar un papel importante en ese proceso.

## Referencias

- [1] G E Hitachi. The ESBWR Plant General Description. *GE Imagination at work*, 2007.
- [2] John R Lamarsh and Anthony J Baratta. *Introduction to Nuclear Engineering*. Prentice Hall, Upper Saddle River, New Jersey 07458, third edition, 2001.
- [3] Masayoshi Matsuura, Motoo Aoyama, Shizuka Hirako, and Kumiaki Moriya. Development of next-generation boiling water reactor. *Hitachi Review*, 58(2):53–60, 2009.
- [4] Nuclear Reactor Regulation. Volume 2, Bases. 2.