



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE QUÍMICA

**ESTUDIO DE FACTIBILIDAD DE UNA PLANTA NUCLEAR DUAL;
DESALACIÓN DE AGUA DE MAR Y GENERACIÓN DE ENERGÍA
ELÉCTRICA EN MÉXICO**

TESIS

**QUE PARA OBTENER EL TÍTULO DE
INGENIERA QUÍMICA**

PRESENTA

ELDA BEATRIZ RODRÍGUEZ ANGEL



MÉXICO, D.F.

2013



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

Todo el material contenido en esta tesis esta protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

JURADO ASIGNADO:

PRESIDENTE:	Profesor:	Antonio Valiente Barderas
VOCAL:	Profesor:	Benjamín Ruíz Loyola
SECRETARIO:	Profesor:	Alejandro León Iñiguez Hernández
1er. SUPLENTE:	Profesor:	Néstor Noé López Castillo
2º SUPLENTE:	Profesor:	Milton Thadeu García Medeiros de Oliveira

SITIO DONDE SE DESARROLLÓ EL TEMA:

Facultad de Química

ASESOR DEL TEMA:

Benjamín Ruíz Loyola

SUSTENTANTE:

Elda Beatriz Rodríguez Angel

Índice general

Introducción.....	1
1 Generalidades.....	3
1.1 Conceptos básicos.....	3
1.1.1 Isótopos.....	3
1.1.2 Radiación y radiactividad.....	3
1.1.3 Decaimiento y vida media.....	5
1.1.4 Fisión nuclear.....	7
1.1.5 Reacción en cadena.....	7
1.2 Combustible nuclear.....	8
1.2.1 Recursos de uranio.....	9
1.2.2 Comparación de combustible nuclear y fósil.....	11
1.3 Generación de energía eléctrica de manera convencional.....	12
1.4 Panorama general a nivel mundial.....	13
1.5 Situación en México.....	16
1.5.1 Energía nuclear.....	16
1.5.2 Desalación de agua de mar.....	17
1.5.3 Situación de los recursos hídricos en México.....	18
1.5.3.1 Precipitación pluvial.....	18
1.5.3.2 Sequía.....	19
1.5.3.3 Sobreexplotación de acuíferos.....	20
2 Tecnología nuclear para generación de electricidad.....	22
2.1 Evolución de la tecnología nuclear.....	22
2.1.1 Reactores nucleares de generación I.....	22
2.1.2 Reactores nucleares de generación II.....	22
2.1.3 Reactores nucleares de generación III y III+.....	22
2.1.4 Reactores nucleares de generación IV.....	24

2.2	Ciclo del combustible nuclear.....	26
2.2.1	Exploración, extracción y tratamiento del uranio	27
2.2.2	Conversión del uranio.....	27
2.2.3	Enriquecimiento del uranio	28
2.2.3.1	Difusión gaseosa	28
2.2.3.2	Centrifugación gaseosa.....	29
2.2.4	Fabricación del elemento combustible	31
2.2.5	Manejo del combustible en el reactor	34
2.3	Central nuclear	35
2.3.1	Componentes y funcionamiento de un reactor nuclear	35
2.3.1.1	Moderador	35
2.3.1.2	Barras de control	36
2.3.1.3	Núcleo del reactor	36
2.3.1.4	Refrigerante.....	36
2.3.1.5	Recipiente del reactor.....	37
2.3.2	Edificio de contención.....	37
2.4	Tipos de reactores nucleares	39
2.4.1	Reactor PWR	40
2.4.1.1	Circuito primario	41
2.4.1.2	Circuito secundario.....	41
2.4.1.3	Circuito terciario	41
2.4.1.4	Generador de vapor	42
2.4.1.5	Presurizador	43
2.4.2	Reactor BWR	43
2.4.2.1	Sistema de recirculación del agua del reactor	45
2.4.3	Reactor PHWR.....	46
2.4.4	Reactor GCR.....	48
2.4.5	Reactor LWGR	49
2.4.6	Reactor FBR.....	49

3	Procesos de desalación.....	51
3.1	Procesos de destilación	51
3.1.1	Destilación Flash Múltiple Etapa (MSF).....	52
3.1.2	Destilación Múltiple Efecto (MED).....	56
3.2	Compresión de vapor (VC).....	59
3.3	Ósmosis inversa (RO).....	60
3.3.1	Pre-tratamiento.....	61
3.3.2	Membrana	62
3.3.3	Post-tratamiento	64
3.4	Otras tecnologías no comerciales	65
3.4.1	Congelamiento	65
3.4.2	Electrodialisis (ED).....	65
3.4.3	Intercambio de iones	66
3.5	Sistemas híbridos de desalación.....	66
3.5.1	Combinación de ósmosis inversa con procesos de destilación.....	66
4	Desalación nuclear.....	68
4.1	Acoplamiento de una planta generadora de energía eléctrica con una planta desaladora.....	69
4.1.1	Descripciones técnicas del acoplamiento.....	70
4.1.2	Requerimientos de diseño para el acoplamiento.....	71
4.1.2.1	Tiempo de vida útil	71
4.1.2.2	Flexibilidad operacional	72
4.1.2.3	Confiabilidad y disponibilidad	72
4.2	Análisis de costos con DEEP	73
5	Seguridad y manejo de residuos radiactivos	77
5.1	Seguridad en el reactor nuclear	78
5.1.1	Tipos de accidentes.....	78
5.1.2	Características de diseño	79
5.2	Sistemas pasivos de seguridad.....	80

5.2.1	Sistemas pasivos de seguridad para la eliminación del calor del núcleo	82
5.2.1.1	Tanque presurizado de inundación del núcleo (acumuladores)..	82
5.2.1.2	Tanque elevado con circuitos de circulación natural	83
5.2.1.3	Tanques elevados de drenado por gravedad	84
5.2.1.4	Enfriado pasivo del generador de vapor por circulación natural.....	85
5.2.1.5	Intercambiadores de calor pasivos para eliminación de calor residual.....	85
5.2.1.6	Condensadores pasivos aislados para enfriamiento del núcleo....	86
5.3	Equipo de protección personal (EPP)	87
5.3.1	Delantales para protección contra radicación penetrante.....	87
5.3.2	Guantes protectores y otros blindajes contra radiación penetrante	88
5.3.3	Batas de laboratorio para protección contra la contaminación radiactiva.....	88
5.3.4	Trajes industriales para protección contra contaminación radiactiva.....	89
5.3.5	Trajes de protección	90
5.3.6	Guantes de protección contra contaminación radiactiva	91
5.3.7	Calzado de protección contra contaminación radiactiva	92
5.3.8	Equipo de protección respiratoria (EPR)	93
5.4	Manejo de residuos radiactivos	94
5.4.1	Tipos de residuos radiactivos	95
5.4.1.1	Residuos de baja y mediana actividad	95
5.4.1.2	Residuos de alta actividad.....	95
5.4.1.2.1	Almacenamiento del combustible gastado.....	97
5.4.1.2.2	Eliminación del combustible gastado y residuos de alta actividad.....	98
6	Impacto ambiental y social de la desalación nuclear	100
6.1	Impacto marino	100
6.1.1	Admisión de agua de mar.....	100
6.1.1.1	Admisión directa.....	100

6.1.1.2	Admisión indirecta	103
6.1.1.3	Vías de impacto ambiental	104
6.1.1.4	Mitigación del impacto ambiental por admisión de agua de mar ..	105
6.1.2	Eliminación de efluentes.....	106
6.1.2.1	Descarga superficial	106
6.1.2.2	Descarga sumergida	107
6.1.2.3	Vía de impacto ambiental	108
6.1.2.4	Mitigación del impacto ambiental por descarga de efluentes	110
6.2	Impacto social	112
6.2.1	Aprobación pública.....	113
7	Análisis de ubicación de la planta dual.....	115
7.1	Características y requerimientos del sitio	115
7.1.1	Ubicación del sitio e infraestructura.....	115
7.1.2	Efectos del sitio	116
7.2	Análisis regional e identificación de sitios potenciales en México	117
7.2.1	Sismicidad y vulcanismo	117
7.2.2	Matriz de localización	118
7.3	Características del sitio seleccionado en la matriz de localización	119
8	Conclusiones.....	122
	Bibliografía.....	127
	Anexo	130

Índice de figuras

Figura 1.1 Nomenclatura de los isótopos e isótopos del uranio	3
Figura 1.2 Serie de decaimiento del uranio.	6
Figura 1.3 Proceso de fisión nuclear del uranio.....	7
Figura 1.4 Reacción en cadena	8
Figura 1.5 Principales productores de uranio en 2010	10
Figura 1.6 Demanda proyectada de requerimientos de uranio	11
Figura 1.7 Central termoeléctrica.....	13
Figura 1.8. Escasez física y/o económica de agua a nivel mundial.....	16
Figura 1.9. Gráfica de generación de electricidad por tecnología.....	17
Figura 1.10 Distribución de la precipitación anual en México.....	18
Figura 1.11 Condiciones de sequía al final de la temporada estival.....	19
Figura 1.12 Condiciones de sequía al final de temporada de lluvias.....	20
Figura 1.13 Mantos acuíferos sobreexplotados.....	21
Figura 2.1 Clasificación de los reactores nucleares según generación	25
Figura 2.2 Funcionamiento de una etapa de difusión gaseosa	29
Figura 2.3 Funcionamiento de una centrifugadora	31
Figura 2.4 Composición del elemento combustible	34
Figura 2.5 Funcionamiento de un reactor nuclear	37
Figura 2.6 Componentes de central nuclear.....	38
Figura 2.7 Reactores nucleares en operación.....	39
Figura 2.8 Circuitos de operación de un reactor PWR.....	42
Figura 2.9 Sistema del reactor BWR, ciclo directo	45
Figura 2.10 Arreglo del recipiente del reactor para el sistema de recirculación.....	46
Figura 2.11 Diagrama esquemático de un reactor PHWR.....	48
Figura 2.12 Diagrama esquemático de un reactor LWGR.....	49
Figura 2.13 Circuitos de operación de un reactor FBR.....	50
Figura 3.1 Instalación MSF.....	53
Figura 3.2 Arreglo de una planta MSF con recirculación de salmuera	55
Figura 3.3 Arreglo de una planta MSF de un paso.	56
Figura 3.4 Arreglo de una planta MED con evaporador de tubo vertical.	58

Figura 3.5 Proceso de compresión de vapor (VC).....	60
Figura 3.7 Membrana en espiral.....	63
Figura 3.8 Membrana de fibra hueca.....	64
Figura 3.9 Proceso de electrodiálisis.....	66
Figura 5.1 Tanque presurizado de inundación del núcleo.....	83
Figura 5.2 Tanque elevado con circuitos de circulación natural.....	84
Figura 5.3 Tanques elevados de drenado por gravedad.....	84
Figura 5.4 Enfriado pasivo del generador de vapor por circulación natural.....	85
Figura 5.5 Intercambiador de calor pasivo para eliminación de calor residual.....	86
Figura 5.6 Condensadores pasivos aislados para enfriamiento del núcleo.....	86
Figura 5.7 Delantales para protección.....	88
Figura 5.8 Batas de laboratorio de protección contra contaminación radiactiva....	89
Figura 5.9 Trajes industriales para protección contra contaminación radiactiva....	90
Figura 5.10 Trajes de protección de diversos tipos que ofrecen distintos grados de protección.....	91
Figura 5.11 Tipos de guantes de protección contra contaminación radiactiva.....	92
Figura 5.13 Diversos tipos de equipo de protección respiratorio.....	94
Figura 5.14 Valor histórico y proyectado de combustible gastado descargado, reprocesado y almacenado.....	97
Figura 5.15 Eliminación multi barrera de combustible nuclear gastado.....	99
Figura 6.1 Pantalla itinerante (izquierda) y pantalla itinerante Ristroph (derecha).....	102
Figura 6.3 Descarga superficial.....	107
Figura 6.4 Descarga sumergida.....	108
Figura 7.1 Zonas sísmicas y volcánicas del país.....	118
Figura 7.2 Mapa del estado de Sonora.....	120
Figura 7.3 Mapa del municipio de Huatabampo.....	121
Figura 7.4 Mapa del municipio de Huatabampo.....	121

Índice de tablas

Tabla 1.1 Cantidad de energía eléctrica generada por 1 kg de diferentes combustibles	12
Tabla 2.1 Principales características de los reactores nucleares en operación ...	40
Tabla 4.1 Consideraciones de proceso en DEEP.	75
Tabla 4.1 Costos de electricidad y agua producto con diferentes tecnologías y combustibles	75
Tabla 5.1 Clasificación de los trajes de protección de acuerdo a su uso	90
Tabla 7.1 Matriz de localización	119

Introducción

La energía nuclear se ha utilizado para producir electricidad para su distribución pública desde 1954, y las plantas de energía nuclear han operado en 33 países. En la actualidad, operan 434 reactores en 30 países, con una capacidad total de 370 GW. Además 69 unidades se encuentran en construcción.

La energía nuclear también tiene aplicaciones no eléctricas dentro de grandes procesos como la desalación de agua de mar, producción de hidrógeno, entre otros. Existen las plantas duales o de cogeneración donde la energía nuclear se emplea para aplicaciones eléctricas y a su vez es utilizada en algún otro proceso como la desalación de agua de mar o producción de hidrógeno. Actualmente existen 79 reactores operando en modo dual o cogeneración y el potencial para aplicar esta tecnología es prometedor.

Esta energía es una opción limpia para la generación de electricidad. La preocupación acerca de la lluvia ácida, destrucción de la capa de ozono y el efecto invernadero han aumentado en los últimos años. La relación entre la energía y el medio ambiente es innegable, ya que, todas las formas de generación de electricidad tienen algún efecto sobre el medio ambiente por lo que se deben considerar alternativas de energía que reduzcan la influencia de los combustibles fósiles en el medio ambiente. La quema de combustibles fósiles puede llegar a aportar un 50% al calentamiento mundial.

Además la energía nuclear es una opción económica ya que para muchos países en desarrollo que dependen de las importaciones de energía, los altos precios de importación de combustible drenan sus limitados ingresos de exportación y obstaculizan el desarrollo económico. Dada la creciente demanda mundial de energía y la renuencia de los principales productores de acelerar la inversión en la exploración y la capacidad de producción adicional, en parte debido a la incertidumbre económica, es poco probable que los precios de los combustibles fósiles se aligeren.

El objetivo principal de este estudio es probar que el proyecto de desalación nuclear es factible en el entorno técnico, económico e institucional del país, en este caso México. También se busca conocer las condiciones necesarias para el acoplamiento de una planta nuclear y una desaladora, así como comparar los costos de producción de una planta desaladora utilizando combustible fósil y nuclear. Finalmente este estudio busca probar y sustentar las razones por las cuales una planta dual es viable y recomendable en México.

Capítulo 1

Generalidades

1.1 Conceptos básicos

1.1.1 Isótopos

Los elementos se pueden identificar por su número de protones y neutrones. El número atómico (Z) es el número de protones en el núcleo del átomo de un elemento. El número de masa (A) es el número total de neutrones y protones presentes en el núcleo de un átomo.

No todos los átomos de un mismo elemento tienen la misma masa. La mayoría de los elementos tienen dos o más isótopos. Los isótopos son átomos que tienen el mismo número atómico, pero diferente número de masa. Un ejemplo es el uranio.



Figura 1.1 Nomenclatura de los isótopos e isótopos del uranio

1.1.2 Radiación y radiactividad

La radiación es la emisión y transmisión a distancia de la energía a través del espacio en forma de ondas o partículas

La radiactividad es la emisión espontánea de partículas o radiación. Se dice que un elemento es radiactivo si emite radiación de manera espontánea.

El término de radiación incluye tanto a la luz como a las ondas de radio, pero usualmente se refiere a radiación ionizante. Su nombre se refiere a su habilidad para ionizar, es decir cargar eléctricamente, átomos estables, lo cual puede alterar

la composición química de cualquier sustancia incluyendo tejido vivo. La radiación ionizante no se puede detectar con ninguno de los cinco sentidos. La radiación ionizante puede consistir en partículas energizadas o en ondas de energía pura. Algunos elementos presentes en la naturaleza, tales como el uranio, el radio, el torio, son inestables y emiten radiación ionizante cuando se transforman en átomos más estables, por lo que se conocen como átomos o elementos radiactivos. Otros elementos creados artificialmente por el hombre como el plutonio y el curio también son radiactivos.

En los reactores nucleares el combustible de uranio se convierte en material altamente radiactivo mientras se produce el calor aprovechado para generar energía eléctrica.

Existen principalmente tres tipos de radiación involucrados en el decaimiento radiactivo:

Alfa (α) es una partícula pesada (núcleo de helio) y carga eléctrica positiva, no necesita ningún blindaje pues es suficiente unos centímetros de aire o algunas centésimas de milímetro de agua, una bata de tela o una hoja de papel para detenerla.

Beta (β) es una partícula ligera con la masa y la carga eléctrica del electrón, puede ser negativa (β^-) o positiva (β^+), es suficiente con algunos metros de aire, unos milímetros de agua, o un sólido delgado como una hoja de aluminio para detenerla.

Gama (γ) es radiación electromagnética con naturaleza similar a la de la luz, es muy penetrante y para protegerse de ella es necesario blindajes de un material pesado, como el plomo o el hormigón, de gran espesor.

La actividad radiactiva se puede medir en Becquerelio.

$$Bq = \frac{1 \text{ desintegración}}{1 \text{ segundo}}$$

1.1.3 Decaimiento y vida media

La desintegración de un núcleo radiactivo suele ser el comienzo de una serie de decaimiento radiactivo, es decir, una secuencia de reacciones nucleares que culmina en la formación de un isótopo estable.

La vida media es el tiempo que ha de transcurrir para que la cantidad de sustancia radiactiva se haya reducido a la mitad. Esta puede variar entre fracciones muy pequeñas de segundo conocidos como isótopos de vida corta, a millones de años conocidos como isótopos de vida larga.

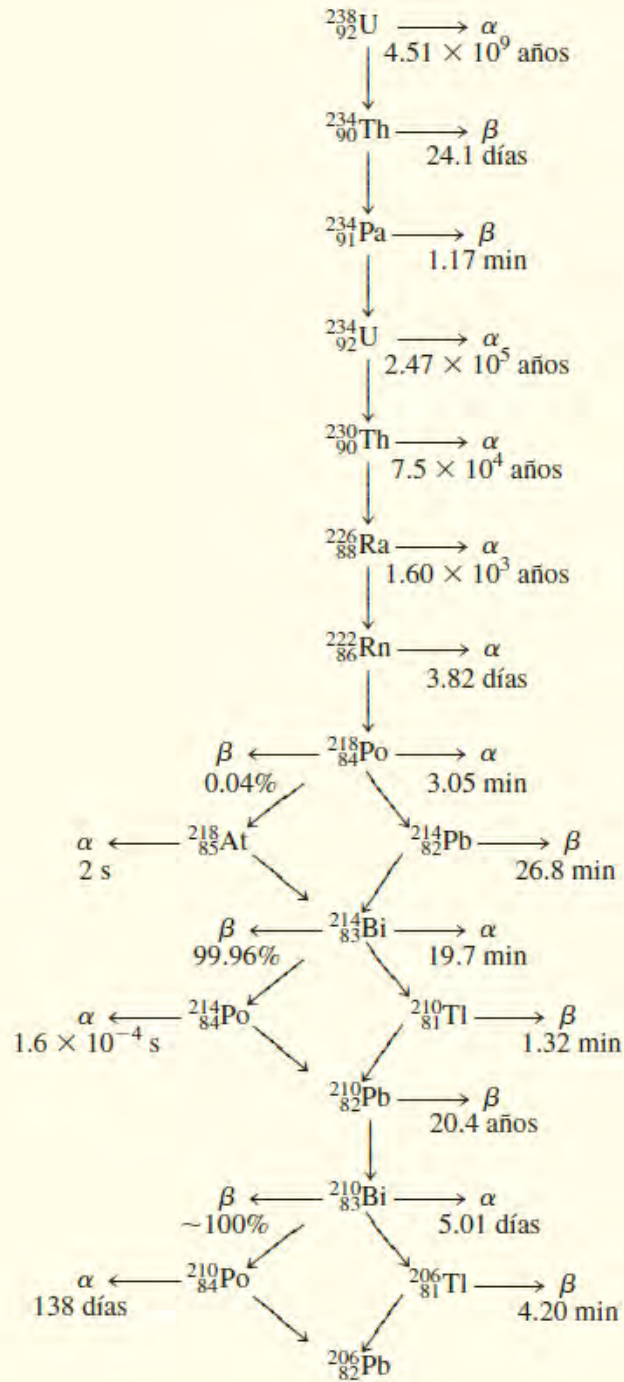


Figura 1.2 Serie de decaimiento del uranio.
*el tiempo denota vida media

1.1.4 Fisión nuclear

Proceso en el que un núcleo pesado, con número de masa mayor a 200, se divide para formar núcleos más pequeños de masa intermedia y uno o más neutrones. Este proceso libera gran cantidad de energía debido a que el núcleo pesado es menos estable que sus productos. Aunque es posible provocar una fisión en muchos núcleos pesados, sólo la fisión del uranio-235 que se encuentra de manera natural, y la del isótopo artificial plutonio-239 tienen importancia práctica.

La suma de masa de los fragmentos es menor que la masa original, lo faltante se convierte en energía.

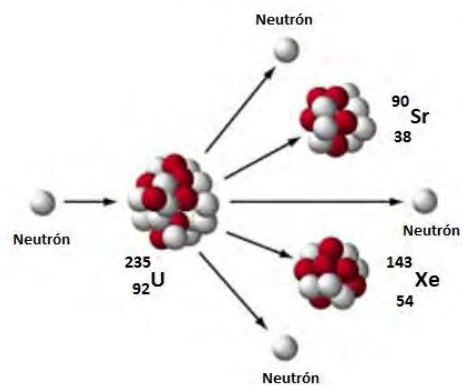


Figura 1.3 Proceso de fisión nuclear del uranio

1.1.5 Reacción en cadena

Es una secuencia autosuficiente de reacciones de fisión nuclear. Los neutrones generados en las etapas iniciales de la fisión, pueden inducir fisión en otros núcleos de uranio-235, que a su vez producen más neutrones, y esto se repite de manera sucesiva.

Este proceso puede ser controlado, energía nuclear, o incontrolado como en las armas nucleares.

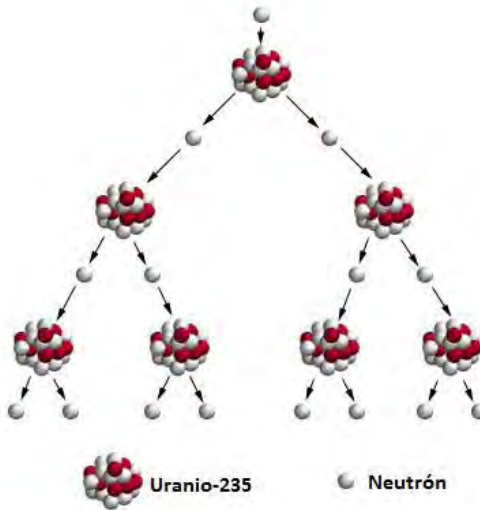


Figura 1.4 Reacción en cadena

1.2 Combustible nuclear

El uranio es un metal ligeramente radiactivo que se produce en toda la corteza terrestre. Es alrededor de 500 veces más abundante que el oro, 40 veces que la plata y casi tan común como el estaño, tungsteno y molibdeno.

Hay varias zonas alrededor del mundo donde la concentración de uranio en el subsuelo es suficientemente alta como para que su extracción, para su uso como combustible nuclear, sea económicamente factible. Estas concentraciones son llamadas minerales. Cuando se extrae, se obtiene un producto de óxido mixto de uranio (U_3O_8).

Durante la década de 1940, prácticamente todo el uranio que se extraía se utilizaba en la producción de armas nucleares, pero esto se detuvo en la década de 1970. Hoy en día el único uso sustancial del uranio es como combustible en reactores nucleares, sobre todo para la generación de electricidad. El uranio-235 es el único material de origen natural que puede sostener una reacción de fisión en cadena, liberando grandes cantidades de energía.

Mientras que la energía nuclear es el uso predominante del uranio, el calor de la fisión nuclear también puede ser utilizado para procesos industriales. También se

utiliza para la propulsión marina (flotas navales), mientras que los reactores de investigación son importantes para la fabricación de radioisótopos.

Al igual que otros elementos, el uranio se encuentra en formas ligeramente diferentes conocidas como isótopos. Estos isótopos difieren unos de otros en el número de partículas de neutrones en el núcleo. El uranio natural que se encuentra en la corteza terrestre es una mezcla de tres isótopos: ^{238}U , que representan el 99.275%, ^{235}U con 0.720%, y trazas de ^{234}U 0.005%. El ^{235}U es importante porque, en determinadas condiciones, puede producir fácilmente gran cantidad de energía.

El ^{238}U al igual que todos los isótopos radiactivos, decae. Éste decae muy lentamente, su vida media es la misma que la edad de la tierra. Esto significa que es apenas radiactivo, menos que muchos otros isótopos en rocas y arena. El ^{238}U tiene una radiactividad específica de 12.4 kBq/g, el ^{235}U 80 kBq/g y el uranio natural 13 kBq/g.

Para la mayoría de los reactores en operación, se requiere de uranio enriquecido como combustible. El enriquecimiento aumenta la proporción del isótopo ^{235}U a partir de su nivel natural de 0.7% a 3-5%. Esto permite una mayor eficiencia técnica en el diseño y la operación del reactor, en particular en reactores más grandes, y permite el uso de agua común como moderador. Un subproducto del enriquecimiento es el uranio empobrecido (alrededor del 89% de la alimentación original). Cada tonelada de uranio natural producido y enriquecido para su uso en un reactor nuclear genera aproximadamente 130 kg de combustible enriquecido.

1.2.1 Recursos de uranio

La disponibilidad de este combustible a largo plazo es una importante consideración en el uso de la energía nuclear. La demanda de uranio dependerá de las tasas de crecimiento de la energía nuclear en el mundo y de los tipos de reactores que serán utilizados en el futuro.

La OECD (Organisation for Economic Co-operation and Development) y AIEA publican un reporte de fuentes, producción y demanda de uranio conocido como "The red book", el cual es actualizado cada dos años.

La producción minera de uranio aumentó más del 25% entre 2008 y 2010 debido al incremento de producción en Kazajstán, que es el principal productor a nivel mundial. El aumento de los recursos ascendió en 2012 a más de 2 mil millones gracias a un aumento del 22% en la exploración de uranio y desarrollo de minas entre 2008 y 2010.

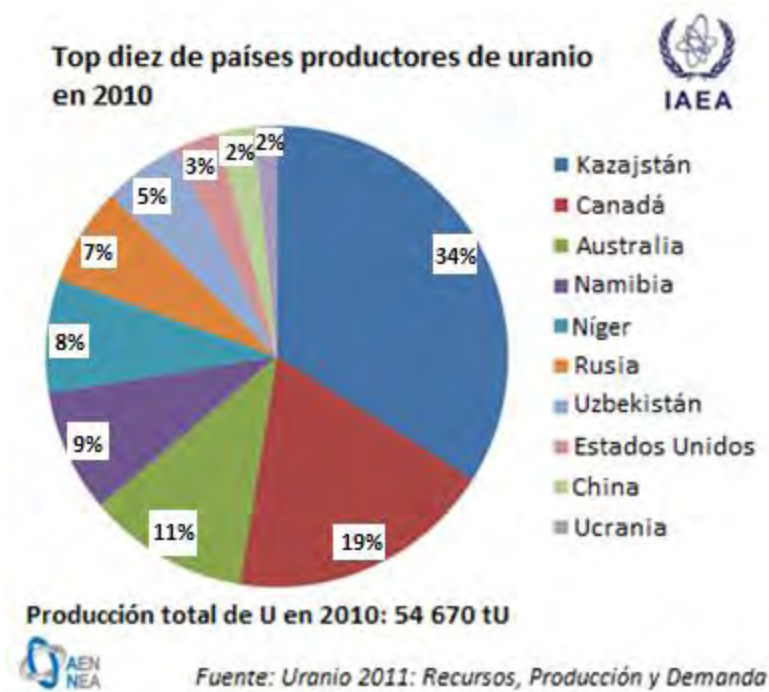


Figura 1.5 Principales productores de uranio en 2010.

Fuente: Uranium: Resources, production and demand (the red book). IAEA 2011

Se prevé que la demanda de uranio continuará aumentando. Aunque el accidente de Fukushima Daiichi ha afectado proyectos de energía nuclear y políticas en algunos países, la energía nuclear sigue siendo un punto clave en el desarrollo energético global. Gobiernos de China, India, República de Corea y Rusia tienen planes de construcción de nuevas plantas nucleares.

Para el año 2035, se espera que la capacidad de generación de electricidad por medio de energía nuclear se encuentre entre los 375 GWe (a finales de 2012) y 540 GWe en caso de baja demanda, o 746 GWe en caso de alta demanda. También se prevé que el uranio destinado a reactores pasará de 63,875 toneladas a finales de 2010 a valores entre 98,000 y 136, 000 toneladas en 2035. [IAEA, 2011]

El uranio se cotiza en USD \$130/kg, y no ha variado desde el año 2009. [IAEA, 2012]

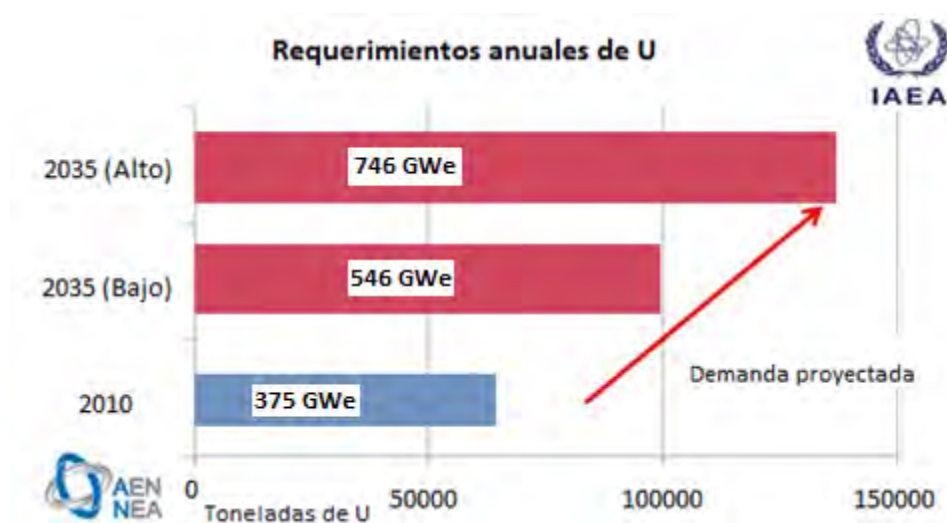


Figura 1.6 Demanda proyectada de requerimientos de uranio.

Fuente: Uranium: Resources, production and demand (the red book). IAEA 2011

1.2.2 Comparación de combustible nuclear y fósil

La cantidad de combustible utilizado para producir una cantidad dada de energía, la densidad de energía, determina en gran medida la magnitud de los impactos ambientales, ya que influye en las actividades de extracción de combustible, requisitos de transporte, así como las cantidades de emisiones y residuos ambientales. La alta densidad de energía del combustible nuclear en comparación con los combustibles fósiles es una característica física ventajosa.

Cantidad de combustible	kWh de energía eléctrica
1 kg de carbón	3 kWh
1 kg petróleo	4 kWh
1 kg uranio	50,000 kWh (3,500,000 con reprocesamiento)

Tabla 1.1 Cantidad de energía eléctrica generada por 1 kg de diferentes combustibles.

1.3 Generación de energía eléctrica de manera convencional

Las centrales térmicas convencionales producen energía eléctrica a partir de combustibles fósiles, como el carbón, combustóleo o gas. El esquema básico de funcionamiento de todas las centrales térmicas convencionales es prácticamente el mismo, independientemente de que combustible utilicen; carbón, combustóleo o gas. Las diferencias representativas consisten en el tratamiento previo al que es sometido de acuerdo al tipo de combustible antes de ser inyectado en la caldera y el diseño de los quemadores de la misma, que también varía según el tipo de combustible empleado.

La caldera está formada por numerosos tubos por donde circula agua, que es convertida en vapor a alta temperatura, gracias a la combustión del combustible fósil. Los residuos sólidos de esta combustión caen al cenicero para ser posteriormente transportados a un vertedero. Las partículas finas y los humos se hacen pasar por los precipitadores y los equipos de desulfuración, con el objeto de retener un elevado porcentaje de los contaminantes que en caso contrario llegarían a la atmósfera a través de la chimenea.

El vapor de agua generado en la caldera acciona los álabes de las turbinas de vapor, haciendo girar el eje de estas turbinas que se mueve solidariamente con el rotor del generador eléctrico. En el generador, la energía mecánica rotatoria es convertida en electricidad de media tensión y alta intensidad. Con el objetivo de

disminuir las pérdidas del transporte a los puntos de consumo, la tensión de la electricidad generada es elevada en un transformador, antes de ser enviada a la red general mediante las líneas de transporte de alta tensión.

Después de accionar las turbinas, el vapor de agua es enviada al condensador. El agua que refrigera el condensador proviene de un río o mar, y puede operar en circuito cerrado, es decir, transfiriendo el calor extraído del condensador a la atmósfera mediante torres de refrigeración o, en circuito abierto, descargando dicho calor directamente a su origen.

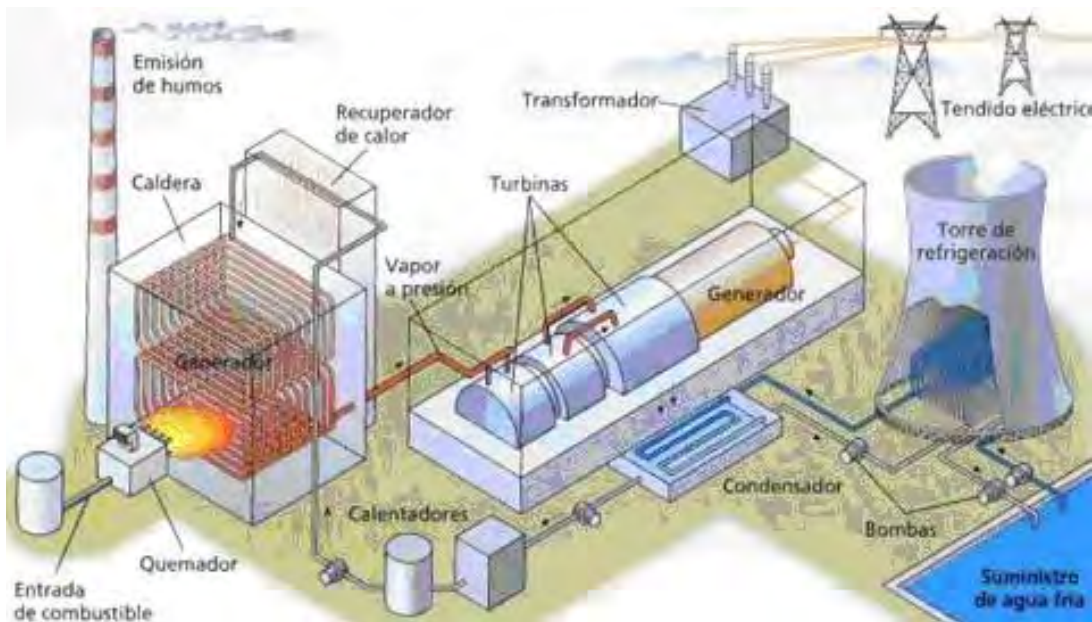


Figura 1.7 Central termoeléctrica.

1.4 Panorama general a nivel mundial

Las proyecciones de población de las Naciones Unidas estiman que para el año 2030 habrá 1500 millones adicionales a la población actual y para el año 2050 otros mil millones adicionales, con lo que la población mundial ascenderá a 9600 millones aproximadamente. Los países en desarrollo crecerán más rápido, además de los planes concretos de fuerte expansión en países clave, como China e India que ejercerán un gran efecto en las expectativas mundiales generales.

El incremento en la demanda de energía, electricidad y agua está directamente relacionado con el crecimiento de la población, por lo que también se dará este incremento en los países en desarrollo.

La Agencia Internacional de Energía de la OECD (Organization for Economic Co-operation and Development) prevé un incremento en la demanda de electricidad de 21300 TWh en 2010 a valores entre 30389 y 35470 TWh para el 2030, lo que representa un incremento entre 42.7 % y 66.5% respectivamente.

El desarrollo económico requiere de electricidad. En la energía nuclear el costo de combustible representa sólo un pequeño porcentaje del costo de la electricidad, una duplicación o triplicación de los precios del uranio se traduce en un aumento del 4.6% en los costos de generación. En cambio, en el combustible fósil, una duplicación de los costos de combustible representa un aumento total de los costos de generación del 40% al 70%. Así volatilidad de los precios es una preocupación mayor para la generación de electricidad que utiliza combustible fósil.

En 2011, la energía nuclear produjo el 12.3% de la electricidad mundial y el 5.1% de la energía primaria total utilizada en todo el mundo. Sin embargo la mayoría de la producción de electricidad sigue siendo alimentada por combustibles fósiles. El accidente de Fukushima Daiichi ha frenado un poco el crecimiento de la energía nuclear, pero no la ha revertido. La mayoría de los países que tenían planes, previos al accidente, de expansión o implementación de la tecnología nuclear continúan con sus planes, pocos han cancelado y/o pausado la decisión. Actualmente se encuentran en operación 435 reactores 30 países, con una capacidad total de 370 GW. Además 69 unidades se encuentran en construcción.

La energía nuclear también tiene aplicaciones no eléctricas dentro de grandes procesos como la desalación de agua de mar, producción de hidrógeno, entre otros. Existen las plantas duales o de cogeneración donde la energía nuclear se emplea para aplicaciones eléctricas y a su vez es utilizada en algún otro proceso como la desalación de agua de mar o producción de hidrógeno. Actualmente

existen 79 reactores operando en modo dual o cogeneración y el potencial para aplicar esta tecnología es prometedor. [International Status and Prospects for Nuclear Power 2012. IAEA, 2012]

La escasez de agua afecta ya a todos los continentes. Casi una quinta parte de la población mundial, vive en áreas de escasez física de agua, mientras que 500 millones se aproximan a esta situación. Alrededor de un cuarto de la población mundial, se enfrentan a situaciones de escasez económica de agua, donde los países carecen de la infraestructura necesaria para transportar el agua desde ríos y acuíferos.

La escasez de agua constituye uno de los principales desafíos del siglo XXI al que se están enfrentando ya numerosas sociedades de todo el mundo. A lo largo del último siglo, el uso y consumo de agua creció a un ritmo dos veces superior al de la tasa de crecimiento de la población y, aunque no se puede hablar de escasez hídrica a nivel global, va en aumento el número de regiones con niveles crónicos de carencia de agua.

La escasez de agua es un fenómeno no solo natural sino también causado por la acción del ser humano. Hay suficiente agua potable en el planeta para abastecer a la población de 7000 millones, pero ésta está distribuida de forma irregular, se desperdicia, está contaminada y se gestiona de forma insostenible. [ONU, 2006]

En México, la zona norte presenta escasez física de agua, y gran parte del territorio mexicano está próximo a encontrarse en esta situación.



Figura 1.8. Escasez física y/o económica de agua a nivel mundial.

Fuente: Informe sobre el desarrollo de los recursos hídricos en el mundo.

Programa Mundial de Evaluación de los Recursos Hídricos (WWAP), Marzo de 2012.

Para resolver el problema de escasez de agua, se está apostando por la construcción y operación de plantas desaladoras de agua de mar para producir agua dulce o potable. Actualmente existen 15,998 plantas de desalación en 150 países, con una capacidad global de 66.5 millones de metros cúbicos por día beneficiando a 300 millones de personas que utilizan agua desalada para cubrir algunas o todas sus necesidades básicas. [IDA, 2011]

1.5 Situación en México

1.5.1 Energía nuclear

En México se cuenta con una central nuclear llamada Laguna Verde, ubicada en el municipio de Alto Lucero de Gutiérrez Barrios en el estado de Veracruz. Cuenta con dos reactores nucleares del tipo BWR-5 (Bowling Water Reactor) de segunda generación, desarrollados por General Electric.

Los reactores nucleares iniciaron operaciones el 29 de Julio de 1990 y el 10 de Abril de 1995 respectivamente y cuentan con una capacidad instalada de 1610 MW en total.

La energía nuclear aporta el 5% aproximadamente de la generación de energía eléctrica en el país. [CFE, 2012]

Generación de electricidad en México, 2012

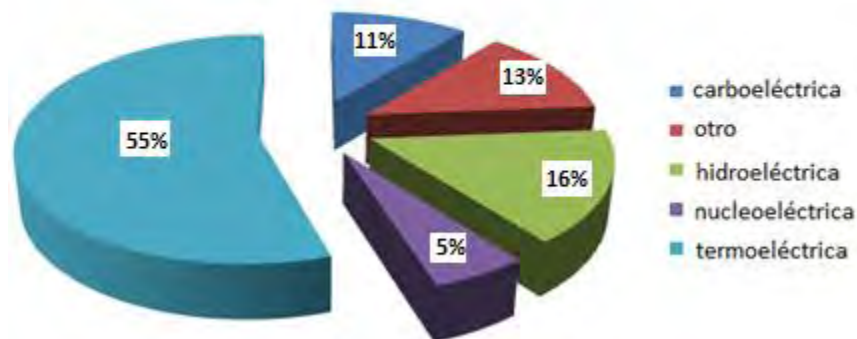


Figura 1.9. Gráfica de generación de electricidad por tecnología.

Fuente: CFE Datos Técnicos de las principales centrales de CFE en operación en 2012.

1.5.2 Desalación de agua de mar

En México se encuentran en operación 220 plantas que producen 376,704 m³/d beneficiando principalmente al sector turístico. En Quintana Roo se encuentran 124 unidades, 71 en Baja California Sur, entidad donde el municipio de Los Cabos brinda el servicio de agua a 80 mil habitantes con la planta más grande de México con una capacidad actual de 17,280 m³/d y se planea incrementar a 51,840 m³/d.

Se prevé que esa tecnología se implementará en Ensenada, municipio de Baja California con la construcción de una planta con una capacidad de más de 50,000 m³/d. [CONAGUA, 2013].

1.5.3 Situación de los recursos hídricos en México

Para fines de administración y preservación de las aguas nacionales, el país se ha dividido en 13 RHA (Regiones Hidrológico-administrativo), las cuales están formadas por agrupaciones de cuencas, consideradas las unidades básicas de gestión de los recursos hídricos, pero sus límites respetan los municipales, para facilitar la integración de la información socioeconómica.

1.5.3.1 Precipitación pluvial

En la mayor parte de nuestro país, la precipitación ocurre predominantemente entre junio y septiembre. La península de Baja California es una excepción, donde se presenta principalmente en el invierno.

La distribución mensual de la precipitación acentúa los problemas relacionados con la disponibilidad del recurso, debido a que el 68% de la precipitación normal mensual ocurre entre los meses de junio y septiembre.



Figura 1.10 Distribución de la precipitación anual en México.

Fuente: Estadísticas del agua en México, edición 2011. CONAGUA

1.5.3.2 Sequía

Se realizan anualmente dos estimaciones de la sequía a nivel de Norteamérica. La primera estimación de sequía corresponde al final de la temporada estival o verano, donde se tuvieron precipitaciones 16% por arriba de lo normal, con anomalías positivas en Durango, Sonora, Sinaloa, Jalisco y Chihuahua. En contraste se tuvieron anomalías negativas Baja California, Baja California Sur, Yucatán, Campeche, Tamaulipas y Nuevo León. La península de Baja California permaneció con condición de anormalmente seca a severa, en tanto que el noreste de México presentó un incremento en la intensidad de sequía. Sin embargo en Sonora y Chihuahua la condición de sequía continuó sin cambios a pesar de las precipitaciones.

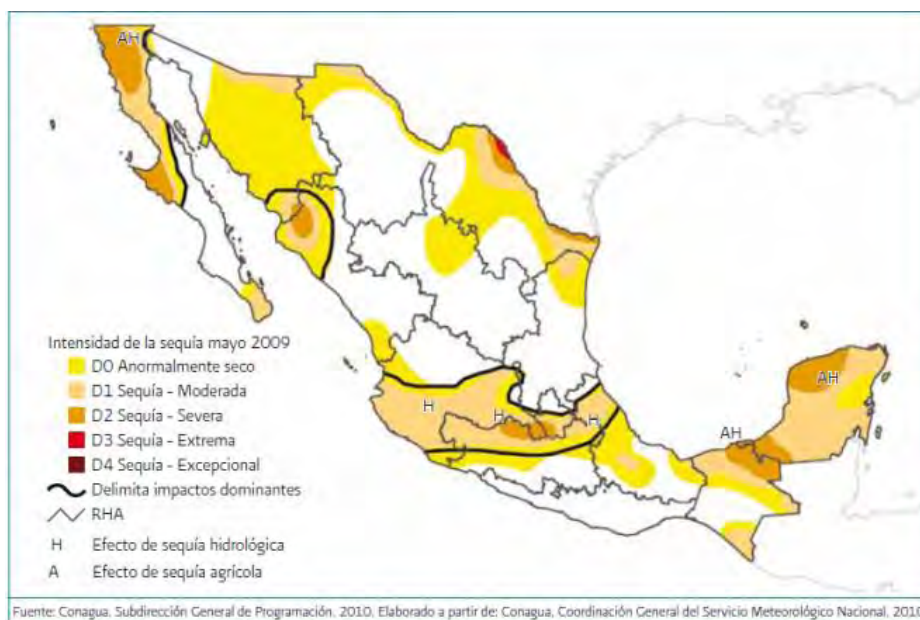


Figura 1.11 Condiciones de sequía al final de la temporada estival.

Fuente: Estadísticas del agua en México, edición 2011. CONAGUA

Para la segunda estimación de sequía, al finalizar la temporada de lluvia, se reportaron lluvias superiores a la normal, con anomalías positivas en Nayarit,

Quintana Roo, Nuevo León y Campeche, en tanto que Baja California Sur, Estado de México, Querétaro y Morelos presentaron anomalías negativas.

Las condiciones e intensidades de sequía se mantuvieron con respecto a las presentadas en los meses previos. Las entidades federativas con mayor superficie afectada fueron Baja California, Chihuahua, Coahuila, Zacatecas, Michoacán, Guerrero, Oaxaca, Chiapas, Quintana Roo y Yucatán. Se reportaron disminuciones de disponibilidad en las presas en las regiones noroeste, centro-norte, noreste y sur.

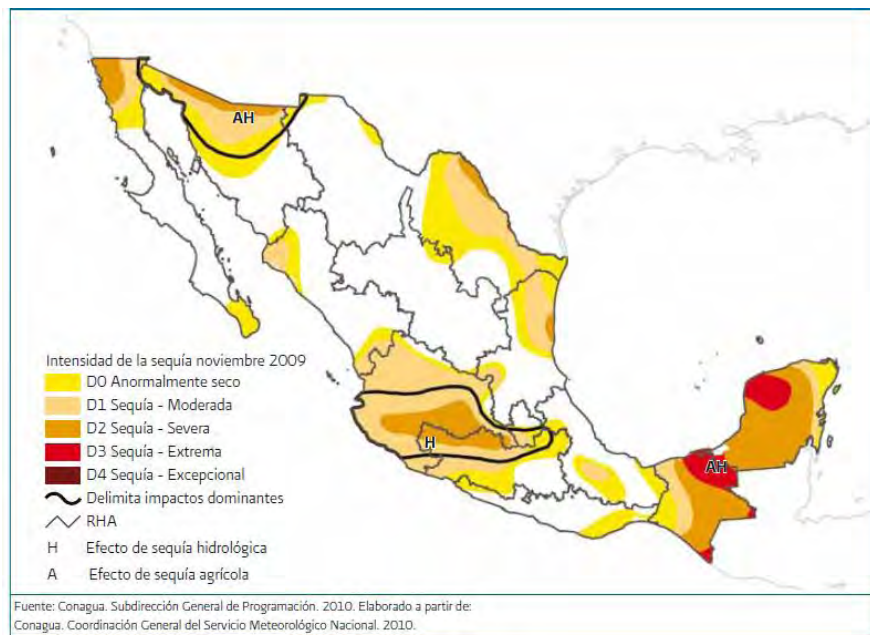


Figura 1.12 Condiciones de sequía al final de temporada de lluvias.

Fuente: Estadísticas del agua en México, edición 2011. CONAGUA

1.5.3.3 Sobreexplotación de acuíferos

A partir de la década de los setenta, ha aumentado considerablemente el número de acuíferos sobreexplotados. En el año 1975 eran 32 acuíferos, 80 en 1985, y 100 acuíferos sobreexplotados al 31 de diciembre del 2009. De los acuíferos sobreexplotados se extrae el 53.6% del agua subterránea para todos los usos.

Parte de estos acuíferos explotados se encuentran en el centro y norte del país.

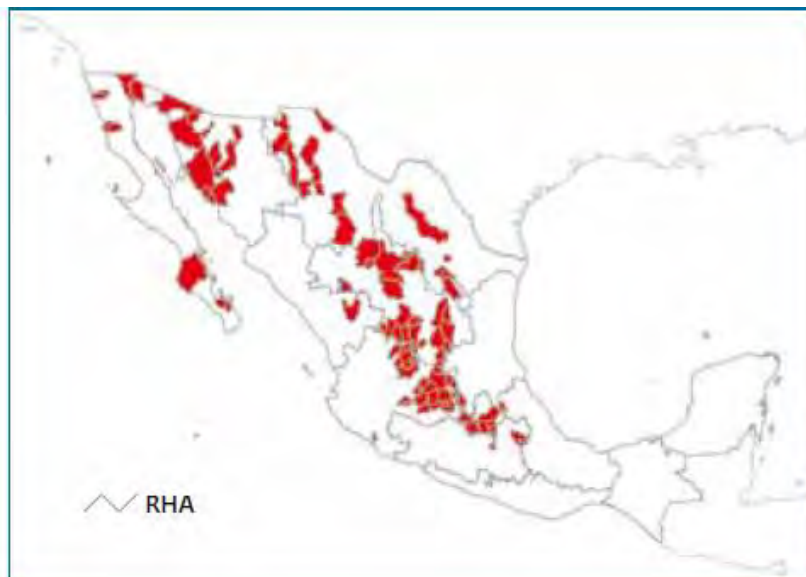


Figura 1.13 Mantos acuíferos sobreexplotados.

Fuente: Estadísticas del agua en México, edición 2011. CONAGUA

Capítulo 2

Tecnología nuclear para generación de electricidad

2.1 Evolución de la tecnología nuclear

Una vez comprobada la posibilidad de producir energía eléctrica a partir de energía nuclear y confirmada la factibilidad de conectar los reactores nucleares a una red eléctrica, comenzó la construcción de los primeros prototipos.

2.1.1 Reactores nucleares de generación I

Son los primeros prototipos en construirse. Se siguieron tres líneas generales de diseño: Pressurized Water Reactor PWR (Shippingport, USA), Boiling Water Reactor BWR (Dresden, USA) y Gas Cooled Reactor GCR (Magnox, UK).

Algunos reactores GCR siguen en funcionamiento, los PWR y BWR de esta generación ya no se encuentran en operación

2.1.2 Reactores nucleares de generación II

Son las líneas de reactores comerciales que surgieron luego de la etapa de demostración de los primeros prototipos. Estos reactores fueron construidos entre las década de 1960 y 1990 y actualmente la gran mayoría continúan en operación. Esta generación incluye los diseños PWR, BWR, PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor-CANDU), GCR y LWGR (Light Water Graphite Moderated Reactor-RBMK).

2.1.3 Reactores nucleares de generación III y III+

Debido al temor infundido en la población en general por los accidentes nucleares; Three Mile Island (USA, 1979) y Chernobyl (URSS, 1986), y también a la creciente influencia de grupos ambientalistas antinucleares en la opinión pública, las instalación de nuevas centrales de energía nuclear de generación II sufrió una virtual parálisis a partir del lustro 1985-1990.

En los últimos años la comunidad internacional y el público en general comenzó a tomar conciencia del proceso conocido como calentamiento global. Fue entonces que se reconoció la ventaja que presenta la energía nuclear.

A partir de entonces tuvo lugar el fenómeno global conocido como “renacimiento nuclear”. En el marco de este renacimiento es que tuvo lugar la aparición de los reactores de Generación III y III+. Gracias a la experiencia acumulada en la operación de reactores y el avance de la tecnología, la nueva generación de reactores completó la etapa de diseño y se encuentra en etapa de licenciamiento y construcción.

Las principales mejoras que presentan los reactores de generación III y III+ son:

- Sistema de seguridad inherentemente pasivos
- Diseño más simple y robusto que los hace más fáciles de operar y menos vulnerables a alteraciones en la operación.
- Diseño estandarizado y modular para facilitar el licenciamiento, reducir el costo de capital y reducir el tiempo de construcción
- Mayor factor de disponibilidad y una vida útil típica de 60 años.
- Reducida probabilidad de accidentes con fusión de núcleo, un orden de magnitud menor que los diseños anteriores.
- Mitigación de las consecuencias en caso de fusión de núcleo.
- Mayor resistencia a daños severos que provocarían liberación radioactiva por impacto de aeronave, doble contención.
- Mayor quemado que disminuye el consumo de uranio y el volumen de residuos.
- Los principales exponentes de esta generación son:
 - Tipo PWR: AP1000 (Westinghouse), EPR (Areva), APWR (Mitsubishi).
 - Tipo BWR: ABWR (Toshiba), ESBWR (General Electric-Hitachi).
 - Tipo PHWR: ACR (AECL)

2.1.4 Reactores nucleares de generación IV

El proyecto GIF (Generation IV International Fórum) fue lanzado a principios del año 2000 con la participación de nueve países (Argentina, Brasil, Canadá, Corea del Sur, Estados Unidos, Francia, Japón, Reino Unido y Sudáfrica), a los que posteriormente se unieron cuatro más (China, Rusia, Suiza y Euratom). En la actualidad, tres de ellos son participantes no activos (Argentina, Brasil y Reino Unido).

El objetivo del proyecto, es el desarrollo de conceptos para uno o más sistemas de energía nuclear de generación IV, que puedan ser licenciados, construidos y operados de manera en que puedan proveer una fuente de energía confiable y económicamente competitiva, cumpliendo satisfactoriamente los requerimientos vinculados con seguridad, gestión de residuos, no proliferación y precepción pública. A partir de ese objetivo, se definió que los reactores nucleares de cuarta generación deberían cumplir ocho metas en cuatro principales áreas.

Sustentabilidad

- Generar energía en forma sustentable, facilitando la disponibilidad de combustible nuclear a largo plazo.
- Minimizar los residuos nucleares y disminuir la carga de su almacenamiento.

Seguridad y confiabilidad

- Destacarse en la seguridad y confiabilidad
- Presentar una probabilidad muy baja de daño al núcleo
- Eliminar la necesidad de evacuación externa fuera del sitio de la planta

Economía

- Tener un costo de ciclo menor que el de otras fuentes de energía
- Tener un riesgo financiero asociado comparable al de otras fuentes de energía

Resistencia a la proliferación y seguridad física

- Ser una ruta muy poco atractiva para el robo o la desviación de material utilizable para armas nucleares.

Existen seis diseños conocidos como reactores nucleares de cuarta generación, que estarían en condiciones de ser construidos a partir del 2025:

SFR (Sodium Fast Reactor) es un reactor rápido refrigerado por sodio líquido

GFR (Gas Fast Reactor) es un reactor rápido refrigerado por helio

LFR (Lead Fast Reactor) es un reactor refrigerado por plomo líquido

SCWR (Super Critical Water Reactor) es un reactor refrigerado por agua supercrítica

VHTR (Very High Temperature Reactor) es un reactor térmico refrigerado por helio a muy alta temperatura

MSR (Molten Salt Reactor) es un reactor cuyo combustible de sales fundidas de uranio está disuelto en sales fundidas refrigerantes

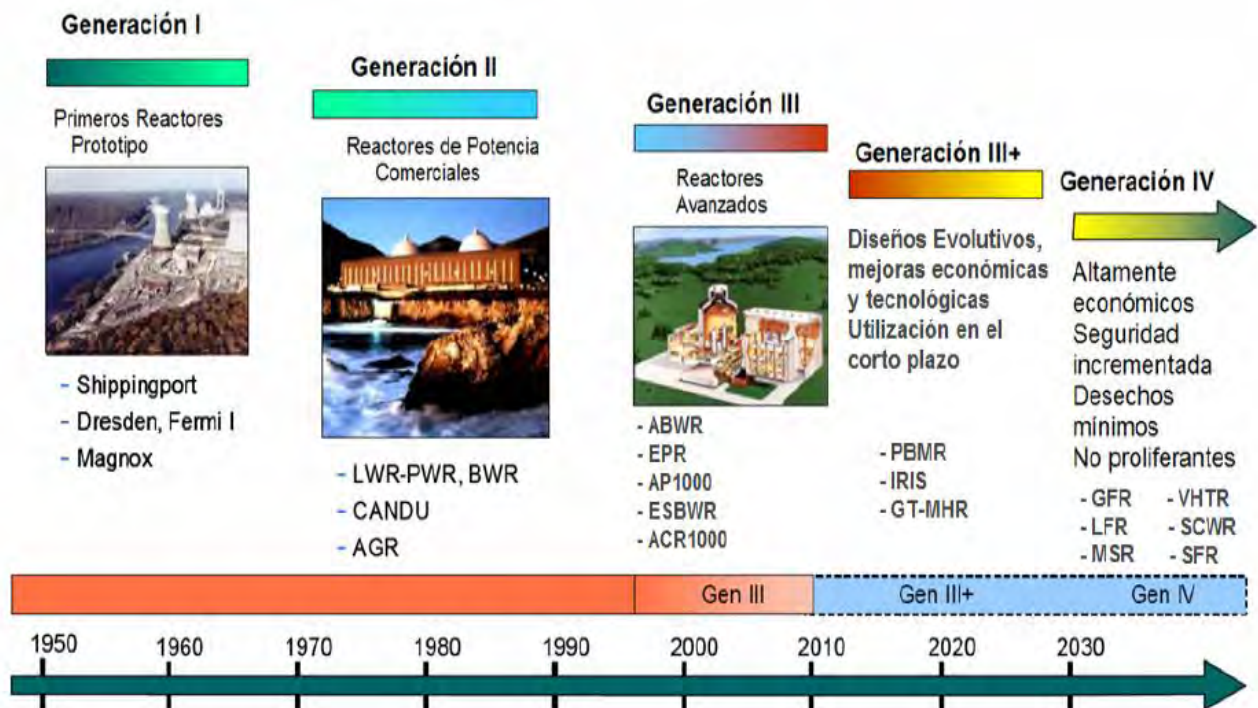


Figura 2.1 Clasificación de los reactores nucleares según generación

2.2 Ciclo del combustible nuclear

El ciclo de combustible nuclear consiste en varias etapas involucradas en el procesamiento de material fisionable para el combustible de un reactor nuclear. El ciclo está dividido en:

- Provisiones del combustible fresco para reactores
 - Exploración, extracción y tratamiento del uranio
 - Conversión y enriquecimiento del uranio (sólo para reactores de combustible enriquecido)
 - Fabricación del elemento combustible

- Manejo del combustible en el reactor

- Manejo del combustible gastado
 - Transportación y almacenaje del combustible gastado
 - Reprocesamiento de combustible gastado
 - Manejo y disposición de residuos radiactivos

Los ciclos de combustible nuclear pueden ser abiertos o cerrados. En un ciclo abierto, el combustible pasa una sola vez por el reactor, el combustible gastado no se reprocesa para recuperar el ^{235}U o ^{239}Pu que se produce. El combustible gastado es almacenado para después ser manejado como residuo. En un ciclo cerrado, el material fisionable no gastado se recupera en una planta de reprocesamiento y después es reciclado como combustible para reactores térmicos y reactores rápidos. La planta de reprocesamiento recupera el ^{235}U no utilizado y el ^{239}Pu producido. El plutonio separado se utiliza para el enriquecimiento del combustible mediante la combinación de éste con uranio natural o empobrecido en pastillas de combustible de óxido mixto llamadas MOX.

2.2.1 Exploración, extracción y tratamiento del uranio

La tecnología y el equipo necesario para la exploración, extracción y tratamiento del uranio no es difícil de adquirir. Las técnicas de extracción son similares a las operaciones convencionales de extracción de minerales, excepto por las precauciones asociadas con la radiactividad.

Después de la extracción del uranio mineral de la mina, es concentrado y molido para producir un producto comercial llamado pastel amarillo, que es un concentrado de uranio que contiene aproximadamente 80% de óxido de uranio (U_3O_8).

El tratamiento de uranio se basa en operaciones hidro-metalúrgicas como lixiviación, extracción con solvente, intercambio iónico y precipitación.

2.2.2 Conversión del uranio

El producto de uranio molido no es utilizable directamente como un combustible para un reactor nuclear, se requiere de procesamiento adicional.

En una instalación de conversión, el uranio es refinado primero a dióxido de uranio (UO_2), que puede ser utilizado como combustible para los reactores que no requieren uranio enriquecido. Posteriormente la mayor parte se convierte en hexafluoruro de uranio (UF_6) mediante la utilización de fluoruro de hidrógeno. El UF_6 es enviado a la planta de enriquecimiento en recipientes metálicos sólidos. El principal peligro de esta etapa del ciclo de combustible es el uso de fluoruro de hidrógeno.

Los reactores de agua ligera (Light Water Reactor) requieren un proceso que implica la transformación de concentrados de uranio natural en UF_6 . Los reactores de agua pesada (Heavy Water Reactor), requieren la conversión de uranio natural directamente en UO_2 .

2.2.3 Enriquecimiento del uranio

El enriquecimiento es el término utilizado para describir los procesos por los cuales la concentración de ^{235}U se incrementa por encima de su nivel natural.

Existen diferentes grados de enriquecimiento:

Uranio ligeramente enriquecido SEU (Slightly Enriched Uranium) que tiene una concentración de 0.9-2.0% de ^{235}U , y se utiliza en algunos reactores de agua pesada.

Uranio poco enriquecido LEU (Low Enriched Uranium) que tiene una concentración menor al 20% de ^{235}U . El principal uso es en la mayoría de los reactores de generación de energía con niveles de enriquecimiento de entre 3% y 5%.

Uranio altamente enriquecido HEU (High Enriched Uranium) que tiene una concentración de ^{235}U mayor al 20%. Es utilizado para armas y combustible para flotas navales con concentraciones de ^{235}U iguales o mayores al 85%.

Existen varios procesos para enriquecer el uranio, pero dos son los utilizados comercialmente.

2.2.3.1 Difusión gaseosa

La velocidad media de las moléculas de gases a una temperatura dada depende de su masa. Por lo tanto, en un gas constituido por moléculas que contienen isótopos diferentes, las moléculas que contienen el isótopo más ligero, en promedio, tienen velocidades un poco más rápidas que las que contienen el isótopo más pesado. Es esta pequeña pero útil diferencia de velocidad la que es utilizada en el proceso de difusión gaseosa. Si la mezcla gaseosa es forzada bajo presión contra una membrana porosa o barrera, las moléculas más ligeras fluirán a través de los poros debido a que tienen una velocidad mayor.

El compuesto gaseoso utilizado para llevar a cabo la difusión es el hexafluoruro de uranio (UF_6). Este compuesto es sólido a temperatura ambiente, por lo que la

planta de difusión debe funcionar a temperatura y presión adecuadas para mantener el UF_6 en forma gaseosa.

El UF_6 gaseoso se introduce en el difusor bajo presión y fluye a lo largo del interior de los tubos de la barrera. Alrededor de la mitad del gas se difunde a través de la barrera y se alimenta a la siguiente etapa superior, la porción que no se difundió se recicla a la siguiente etapa inferior. La corriente que se difundió está ligeramente enriquecida de ^{235}U , y la corriente que no se difundió está empobrecida de ^{235}U en el mismo grado. Este material empobrecido contiene aproximadamente 0.2% de ^{235}U y se ha almacenado en las plantas desde que comenzaron las operaciones para un posible uso futuro.

Etapas individuales están conectadas entre sí a fin de lograr un enriquecimiento significativo.

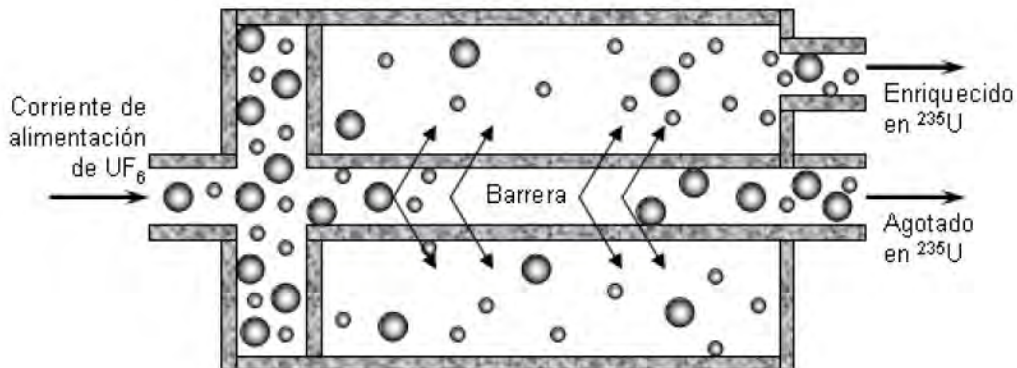


Figura 2.2 Funcionamiento de una etapa de difusión gaseosa

2.2.3.2 Centrifugación gaseosa

Una centrifugadora de gas comprende una cubierta que contiene un rotor cilíndrico que gira a alta velocidad en un entorno casi libre de fricción y en el que se alimenta UF_6 gaseoso. Funciona con la pequeña diferencia de peso molecular entre moléculas de UF_6 que contienen átomos de ^{235}U y las que contienen átomos de ^{238}U .

El UF_6 es introducido cerca del centro del rotor, la fuerza centrífuga hace que las moléculas más pesadas de ^{238}U se muevan cerca de la pared del rotor, produciendo la separación parcial de los isótopos ^{235}U y ^{238}U . Este efecto de separación se incrementa con un flujo axial en contracorriente del gas en el interior del rotor. El UF_6 enriquecido se extrae a través de una salida en la parte superior, y el agotado a través de una salida en la parte inferior.

Debido a que el enriquecimiento deseado no se consigue en una sola centrifugadora, varias máquinas deben estar conectadas en serie, este arreglo se conoce cascada. Sólo una pequeña cantidad de gas fluirá a través de una única centrifuga. Por lo tanto, muchas máquinas deben estar conectadas en paralelo para alcanzar el caudal total necesario para una planta de gran capacidad.

El grado de enriquecimiento en una sola máquina centrífuga depende de la diferencia de masa de los isótopos que se separaron, la longitud del rotor, y la velocidad de rotación.

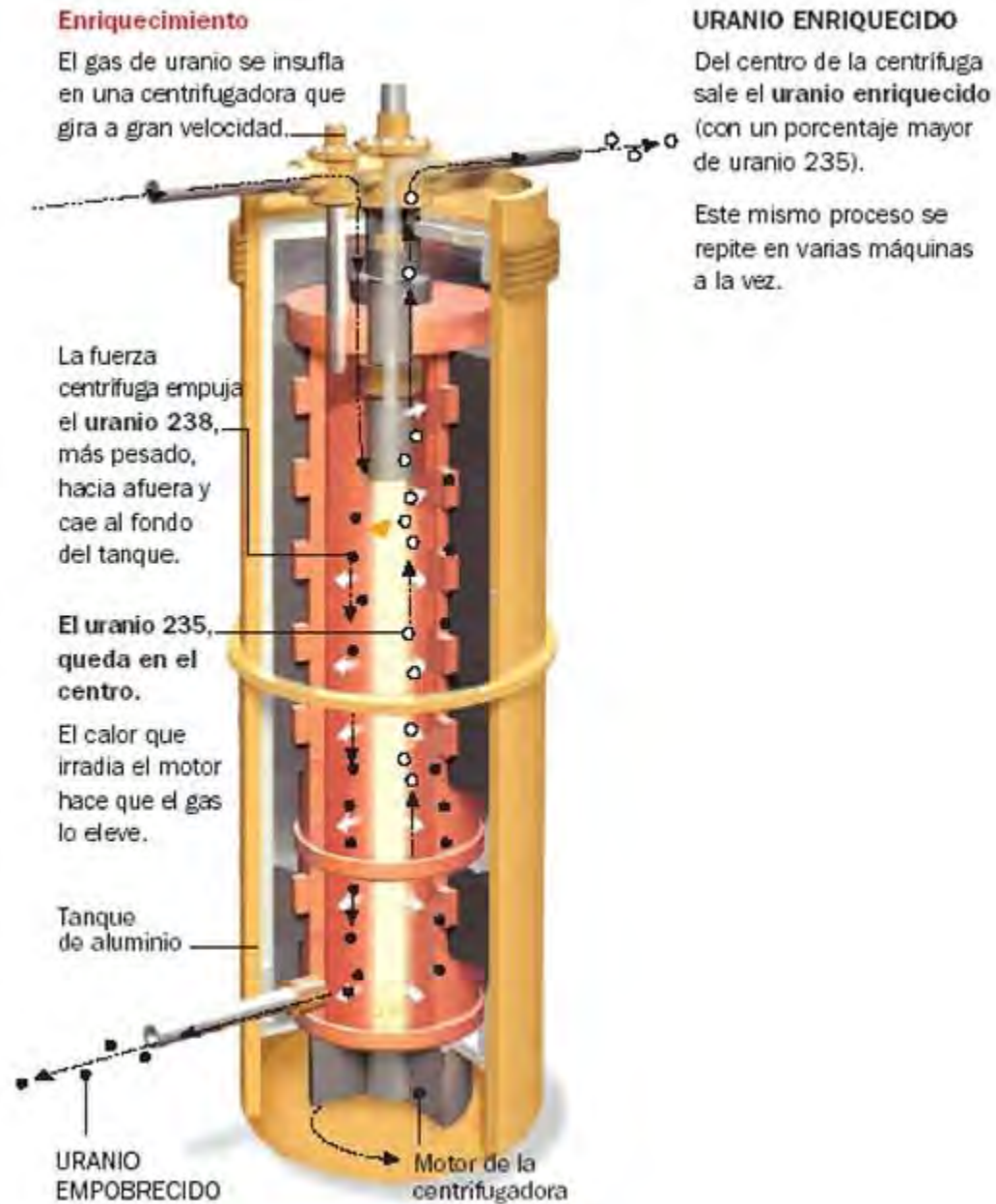


Figura 2.3 Funcionamiento de una centrífugadora

2.2.4 Fabricación del elemento combustible

El proceso más común es el que comparten la mayoría de los reactores de agua ligera. El dióxido de uranio UO_2 , es el material básico que se utiliza como combustible en estos reactores.

El material enriquecido se recibe de la planta de enriquecimiento en forma de UF_6 . El UF_6 es un sólido a temperatura ambiente y es enviado en grandes cilindros. En la instalación de fabricación del combustible el UF_6 se convierte en UO_2 , y después en forma de pastillas se coloca en el revestimiento del combustible para conformar las barras de combustible.

El UF_6 enriquecido se convierte en UO_2 en dos pasos básicos. Inicialmente, el UF_6 se vaporiza por calentamiento lento del cilindro de transporte y después se hidroliza en una fase de gas haciendo reaccionar éste con vapor de agua para formar oxifluoruro de uranio (UO_2F_2) en polvo. A continuación, el polvo de UO_2F_2 es desfluorado con vapor de agua adicional y se reduce a UO_2 con hidrógeno en un horno rotatorio. Después de enfriar, el polvo se descarga en grandes contenedores de almacenamiento que mantienen el polvo en una geometría segura.

Algunos combustibles del reactor también contienen un material llamado veneno consumible. Se utiliza el gadolinio ya que tiene una gran capacidad para absorber neutrones cuando se encuentra en el núcleo del reactor. Una vez que se ha absorbido un neutrón, se transmuta a un material que ya no actúa como un veneno. Este veneno permite que más combustible sea cargado inicialmente en el núcleo del reactor y, como se quema el veneno, más neutrones estarán disponibles para la reacción de fisión con el uranio. El resultado final es que se extiende el tiempo de operación entre recargas de combustible.

El polvo de UO_2 es compactado en pequeñas pastillas cilíndricas mediante prensado en frío y sinterizado para alcanzar la densidad requerida y la estabilidad estructural. Todos los procesos de empastillamiento se realizan en seco, con un estricto control sobre los materiales con los que se tienen contacto, para evitar la contaminación con agua o hidrocarburos. Las pastillas cumplen con requisitos estrictos de diámetro, las pastillas utilizadas en la generación actual de los PWR son de 8.19 mm de diámetro y los que se utilizan en los BWR son de 10.57 mm.

Cada barra de combustible lleva una marca de identificación única. El fabricante usa el tapón del extremo inferior de cada varilla para esta importante función de garantía de calidad en materia de control y trazabilidad. Un número de identificación está grabado permanentemente en el tapón, el cual proporciona la trazabilidad a lo largo de la vida de la barra de combustible, incluso después de ser utilizado en el reactor.

Después de que el tapón del extremo inferior está soldado al revestimiento, las pastillas de combustible se cargan en la varilla. Todo el procesamiento de pastillas y la varilla se lleva a cabo en seco y en un ambiente de temperatura y humedad controladas estrictamente para evitar la contaminación por impurezas hidrogenadas.

Las varillas de combustible son presurizadas internamente con helio durante su fabricación, para reducir la fluencia del recubrimiento durante la operación y, de ese modo, prevenir que el recubrimiento sea aplastado. También son selladas herméticamente para impedir que el uranio produzca reacciones químicas indeseables al ponerse en contacto con el agua e impedir la fuga del material fisionable al exterior.

El conjunto de combustible en un reactor tiene muchos componentes individuales, además de las barras de combustible. Estos componentes están hechos de Zircaloy, que es una aleación de circonio y estaño principalmente. Una capa pasiva de óxido se forma sobre los componentes de Zircaloy, dando al material resistencia a la corrosión.

Las partes Zircaloy incluyen las boquillas superior e inferior, las rejillas separadoras, y los tubos en los que las barras de control se mueven. El combustible se acumula en las varillas y se ensambla con otros componentes calificados para fabricar el paquete acabado.

La clave de todo este proceso es la adherencia estricta y detallada a las prácticas de garantía de calidad y las normas durante cada paso en el proceso de

fabricación. La masa de los materiales y sus configuraciones geométricas son críticos para el funcionamiento correcto del núcleo del reactor nuclear.

Para optimizar el consumo del elemento combustible, las centrales nucleares cuentan con un complejo sistema de rotación de los mismos, que garantiza una producción de calor y un quemado homogéneos.

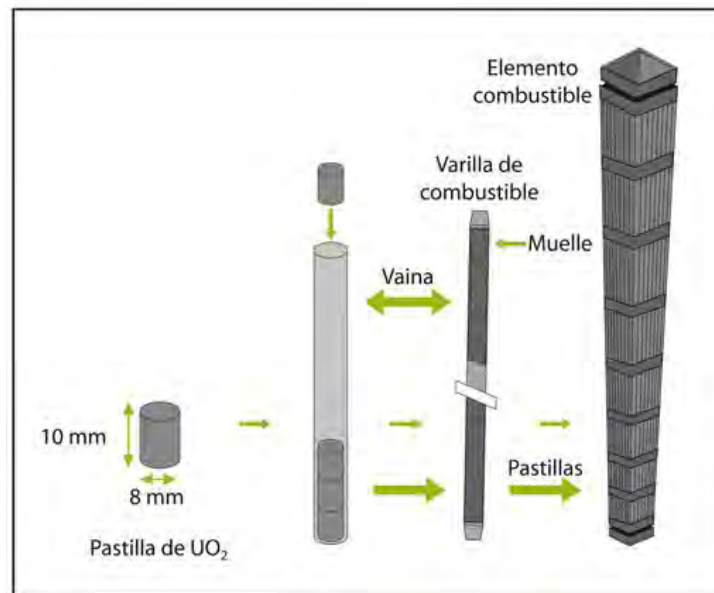


Figura 2.4 Composición del elemento combustible

2.2.5 Manejo del combustible en el reactor

El manejo del combustible en el reactor constituye la actividad técnica central del ciclo de combustible, ya que en esta etapa se cumple el propósito del ciclo del combustible ya que la energía se produce a partir del combustible nuclear. Las actividades comienzan con la recepción del combustible fresco en la planta nuclear y terminan con la eliminación del combustible gastado de la planta. El combustible se inspecciona, almacena, se carga en el reactor, se quema, se remueve cuando ya se consumió y es temporalmente almacenado hasta que es transportado fuera de la planta nuclear.

El manejo del combustible gastado se verá en la parte de manejo de residuos radiactivos del capítulo 5.

2.3 Central nuclear

Al igual que una central termoeléctrica, el principio de producción de electricidad de una planta nuclear es el movimiento de turbinas a partir de una fuerza externa. En ambos casos, la fuerza del vapor es la que mueve esas turbinas.

La forma de generar el vapor es la principal diferencia entre las centrales nucleares y las centrales termoeléctricas. Mientras que estas últimas utilizan carbón, combustóleo o gas para calentar las enormes calderas de agua que producen el vapor, en las plantas nucleares el calor para generar vapor proviene del proceso de fisión.

Una central nuclear puede considerarse constituida por dos zonas principales: una isla nuclear y una isla de turbina compuesta de una turbina-generador.

Los circuitos de operación varían de acuerdo al tipo de reactor empleado.

2.3.1 Componentes y funcionamiento de un reactor nuclear

2.3.1.1 Moderador

Los neutrones provenientes de la fisión tienen una gran velocidad, con la cual es más difícil hacerlos chocar contra otros núcleos, por lo tanto es necesario controlar la velocidad mediante choques con otras sustancias capaces de extraerles energía sin absorberlos. El núcleo del reactor se encuentra rodeado de una sustancia llamada moderador que se utiliza para controlar o disminuir la velocidad de los neutrones y aumentar la probabilidad de choque con otros núcleos. Existen tres sustancias comúnmente utilizadas; grafito, agua ligera (agua normal) y agua pesada.

En los reactores que utilizan uranio enriquecido como elemento combustible se utiliza agua común o grafito como moderador, en cambio en los reactores que utilizan uranio natural se utiliza agua pesada.

El agua pesada está formada por dos átomos de deuterio y uno de oxígeno, el deuterio es un isótopo del hidrógeno que posee un neutrón más en su núcleo, por lo tanto es más denso. El agua pesada es aproximadamente cien veces más absorbente que el agua normal, por eso se emplea con uranio natural. En cambio, con uranio enriquecido, con el cual se generan más neutrones, se puede usar agua común.

2.3.1.2 Barras de control

Las barras de control contienen una sustancia, generalmente cadmio, que absorbe los neutrones evitando que progrese la reacción de fisión o modulando la potencia del reactor. Estas barras se insertan dentro del núcleo con el fin de controlar la potencia de la fisión.

2.3.1.3 Núcleo del reactor

Es la zona en la que se encuentran las barras de combustible y las barras de control rodeadas por el moderador en una distribución adecuada, de modo que cuando las barras de control son insertadas la reacción nuclear se para por completo. La reacción se inicia al retirar las barras de control. Los mecanismos de accionamiento de las barras de control están diseñados de tal modo que éstas se inserten en determinadas circunstancias, dando lugar a lo que se llama parao automático.

2.3.1.4 Refrigerante

El calor es extraído del núcleo por medio del refrigerante que circula en el interior del núcleo alrededor de las barras de combustible. Generalmente se utiliza anhídrido carbónico (CO_2), agua ligera o agua pesada. La función primaria del sistema de refrigeración del reactor es transferir el calor del combustible a los generadores de vapor. Una segunda función es contener cualquiera de los productos de fisión que se fuguen del combustible.

2.3.1.5 Recipiente del reactor

Este recipiente es construido en acero al carbón de alta resistencia a la radiación y a las grandes presiones. En su interior se encuentra el elemento combustible, el moderador, el refrigerante y la estructura de soporte en la cual se inserta el elemento combustible. La forma y tamaño varían según el tipo de reactor.

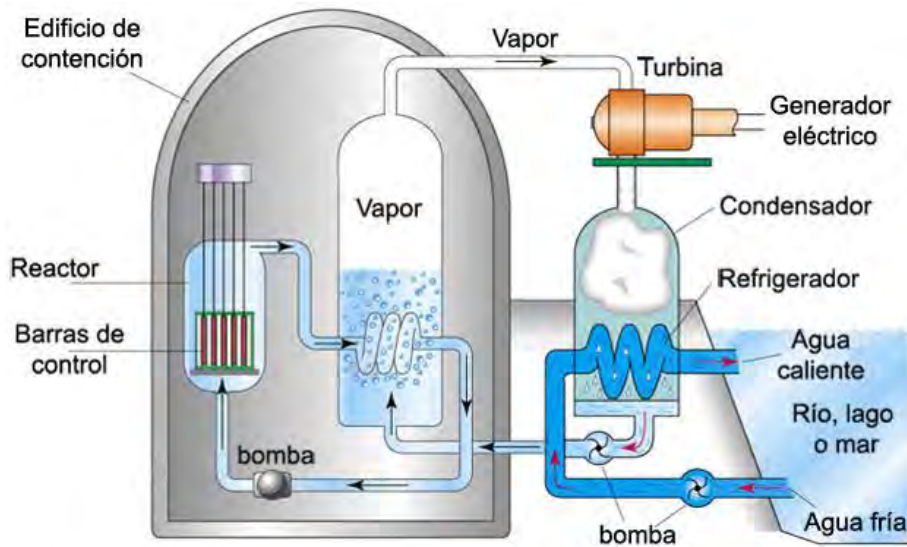


Figura 2.5 Funcionamiento de un reactor nuclear

2.3.2 Edificio de contención

Un principio básico en la construcción de una central nuclear es su alta seguridad, para reducir las probabilidades de una liberación de material radiactivo al medio ambiente, el reactor, los generadores de vapor y el resto de los circuitos primarios, se encuentran contenidos dentro de un edificio de contención.

El edificio de contención es una gran estructura de acero, normalmente esférica o cilíndrica con una cúpula semiesférica. Por lo general este edificio no se encuentra a la vista, sino que a su vez está contenido dentro de un edificio de hormigón, que es el edificio del reactor, que provee una barrera de seguridad adicional. El edificio de contención puede soportar altas presiones internas.

Dentro del edificio existen sistemas de ventilación y refrigeración para disminuir la temperatura del reactor en condiciones normales de operación y ante la

eventualidad de un accidente. En este caso las cañerías instaladas en la parte superior del edificio permiten rociar todos los elementos internos con agua borada para reducir la presión y temperatura interna del edificio, en la parte inferior del edificio hay sumideros que recolectan estos líquidos permitiendo así, su posterior reutilización.

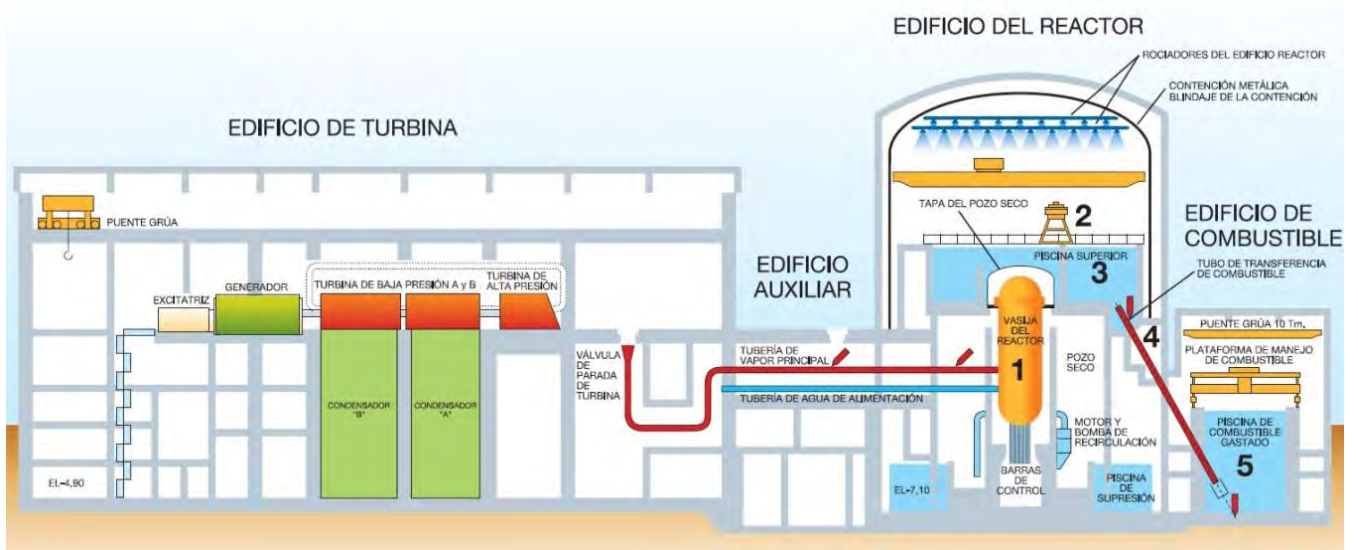


Figura 2.6 Componentes de central nuclear

2.4 Tipos de reactores nucleares

Al año 2013, 435 reactores se encuentran en operación en 30 países. La mayoría de estos reactores pertenecen a la generación II.

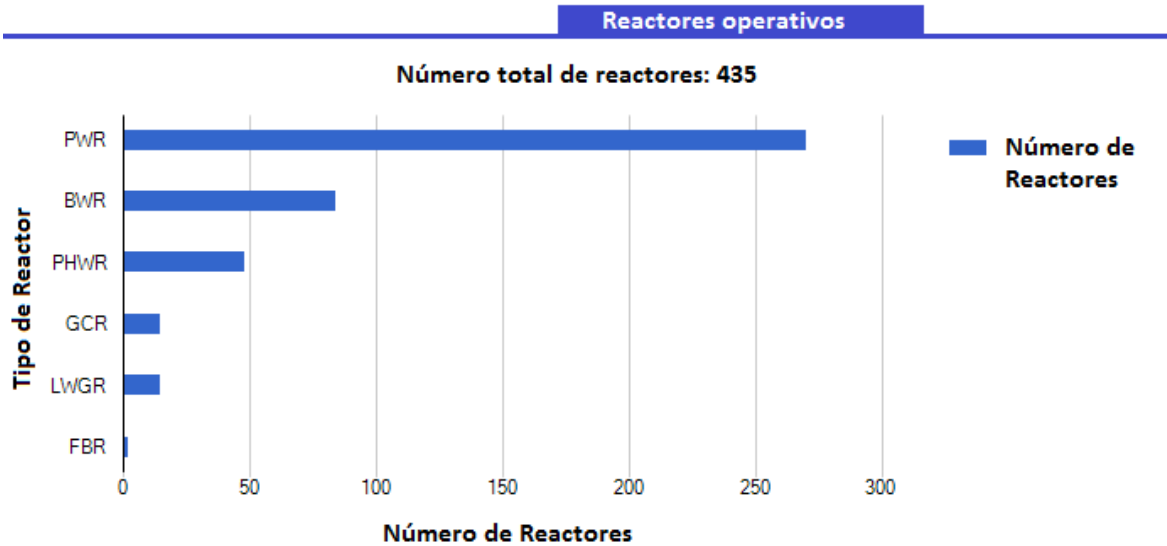


Figura 2.7 Reactores nucleares en operación.

Fuente: Power Reactor Information System, IAEA

Los reactores nucleares se clasifican de acuerdo a la sustancia que utilicen como moderador y refrigerante.

Reactores Nucleares					
Tipo de reactor		Combustible	Refrigerante	Moderador	Ciclo
PWR	Pressurized Water Reactor	Uranio enriquecido	Agua ligera	Agua ligera	Indirecto
BWR	Boiling Water Reactor	Uranio enriquecido	Agua ligera	Agua ligera	Directo
PHWR	Pressurized Heavy Water Reactor	Uranio natural	Agua pesada	Agua pesada	Indirecto
GCR	Gas Cooled Reactor	Uranio natural Uranio enriquecido	Dióxido de carbono Helio	grafito	Indirecto
LWGR	Light Water Graphite Reactor	Uranio enriquecido	Agua ligera	grafito	Directo
FBR	Fast Breeder Reactor	Uranio natural Plutonio	Sodio líquido	---	Indirecto

Tabla 2.1 Principales características de los reactores nucleares en operación

2.4.1 Reactor PWR

El PWR es un reactor de potencia donde el agua entra a la vasija o recipiente del reactor, fluye alrededor del núcleo del reactor, sirviendo como refrigerante, y asciende a través del mismo. Para evitar su ebullición se mantiene el agua a una presión considerablemente alta.

El recipiente del reactor es de forma cilíndrica con una cabeza semiesférica inferior y superior, la cual cuenta con acceso. Está fabricada en acero al carbón, sin embargo todas las superficies de contacto con el medio están revestidas con acero inoxidable para limitar la corrosión.

Este reactor cuenta con tres circuitos de operación.

2.4.1.1 Circuito primario

El circuito primario contiene la fuente de calor que consiste en un núcleo de combustible nuclear colocado dentro del recipiente del reactor donde la energía resultante de la reacción de fisión controlada se transforma en calor sensible y se transfiere al refrigerante-moderador. El refrigerante se bombea al generador de vapor donde el calor se transfiere a un circuito secundario a través de varios tubos de tipo U. El refrigerante del reactor, vuelve de nuevo a la vasija del reactor para continuar el proceso. Un presurizador calentado eléctricamente conectado al circuito mantiene una presión por encima de la presión de saturación de manera que no se produzca ebullición.

2.4.1.2 Circuito secundario

El circuito secundario es donde el vapor seco producido en el generador de vapor fluye a una turbina-generador donde se expande para convertir la energía térmica en energía mecánica y por lo tanto en energía eléctrica. El vapor expandido pasa a un condensador donde el calor latente de vaporización es transferido al sistema de enfriamiento y se condensa. El condensado se bombea de vuelta al generador de vapor para continuar el ciclo.

2.4.1.3 Circuito terciario

El circuito terciario es donde el calor latente de vaporización es regresado al medio ambiente a través del agua de enfriamiento del condensador. Dependiendo del lugar, este calor se libera a un río, lago, océano, o un sistema de torre de enfriamiento.

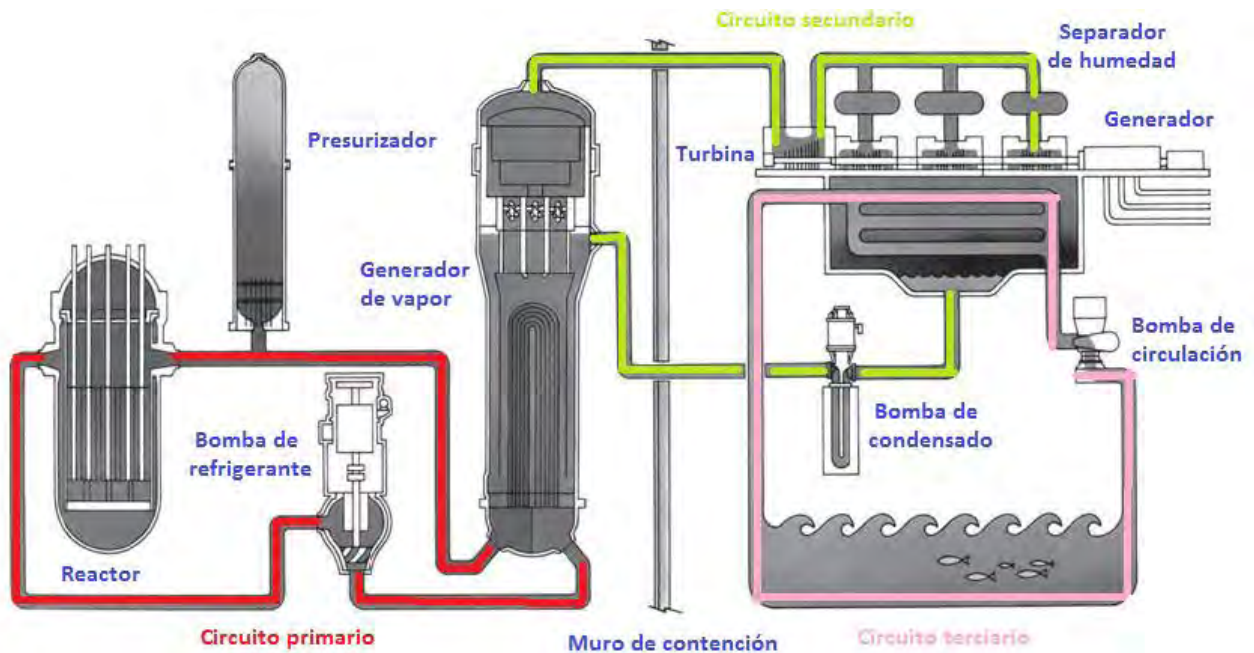


Figura 2.8 Circuitos de operación de un reactor PWR

2.4.1.4 Generador de vapor

Los generadores de vapor son intercambiadores de calor de tubo y coraza de un diseño vertical de tubos en forma U con una sección superior expandida que alberga equipo para separar la humedad y producir vapor de agua con una calidad de al menos 99.75%.

El agua de alimentación precalentada entra en la parte superior de la unidad, se mezcla con el efluente de los separadores de humedad y luego fluye hacia abajo en el exterior del haz de los tubos. La alimentación se distribuye a través del haz y luego fluye hacia arriba a lo largo de lado los tubos calientes.

El agua, en el circuito secundario, ebulle en la sección inferior del generador de vapor, se seca el vapor en la sección media y es sobrecalentado en la sección superior, obviando la necesidad de separadores de humedad antes de pasar el vapor seco a las turbinas. Las tuberías de refrigeración del reactor, los componentes internos de reactor, y las superficies de transferencia de calor en contacto con el agua del reactor son de acero inoxidable, excepto los tubos del

generador de vapor y los tubos de combustible, que son de Inconel (aleaciones de níquel y cromo) y Zircaloy, respectivamente.

El uso de un generador de vapor para separar el circuito primario del circuito secundario, generalmente confina los materiales radiactivos en un solo edificio durante la operación normal y elimina los extensos problemas de mantenimiento de la turbina que resultarían del uso de vapor radiactivamente contaminado.

2.4.1.5 Presurizador

El presurizador mantiene la presión del sistema de refrigeración del reactor durante el funcionamiento normal, limita las variaciones de presión durante las cargas transitorias de la planta, y mantiene la presión del sistema dentro de los límites de diseño durante condiciones anormales.

2.4.2 Reactor BWR

El BWR es un reactor de potencia que básicamente permite la ebullición del agua dentro del mismo núcleo. El BWR opera a presión constante.

El recipiente del reactor es un recipiente a presión con una sola tapa. El material base del recipiente es de acero de baja aleación, que está revestido en el interior, excepto para las boquillas, de acero inoxidable para proporcionar la resistencia necesaria a la corrosión.

La principal diferencia entre el PWR y BWR es que este último es un sistema nuclear de ciclo directo, es decir, la generación de calor ocurre en la región del combustible y el agua ebulle sobre las varillas de combustible. El vapor producido va directamente a la turbina, por esta razón no cuenta con un generador de vapor.

El sistema de ciclo directo del BWR es un sistema de generación de vapor y utilización de vapor que consta de un núcleo situado en el interior del recipiente del reactor, un sistema convencional de turbina-generador y un sistema de suministro de agua de alimentación. Asociado con el núcleo existen sistemas auxiliares para cumplir con los requisitos de operación y seguridad. El agua circula

a través del núcleo del reactor, produciendo vapor saturado, que es separado del agua de recirculación, secado en la parte superior del recipiente, y dirigido a la turbina-generator. La turbina emplea un ciclo regenerativo convencional de desmineralización y condensado.

El vapor producido por el núcleo es, por supuesto, radiactivo. La radioactividad es principalmente ^{16}N , un isótopo de vida media muy corta (7 segundos), de modo que la radioactividad del vapor que existe de la vasija del reactor sólo es durante la generación de energía. El arrastre de partículas radiactivas de larga duración por el suministro de vapor a la turbina y el sistema condensado es prácticamente inexistente.

El núcleo del reactor, la fuente de calor, se compone del elemento combustible y barras de control contenidos dentro de la vasija del reactor y se enfría por el sistema de recirculación de agua. El BWR es el único reactor de agua ligera que emplea barras de control que son insertadas desde abajo por un sistema de alta presión operado hidráulicamente

Una característica importante y única del BWR es la aplicación de bombas de chorro dentro de la vasija del reactor. Estas bombas generan cerca de dos tercios del flujo de recirculación dentro de la vasija del reactor. Las bombas de chorro también contribuyen a la seguridad inherente del diseño BWR en condiciones de emergencia por pérdida de refrigerante.

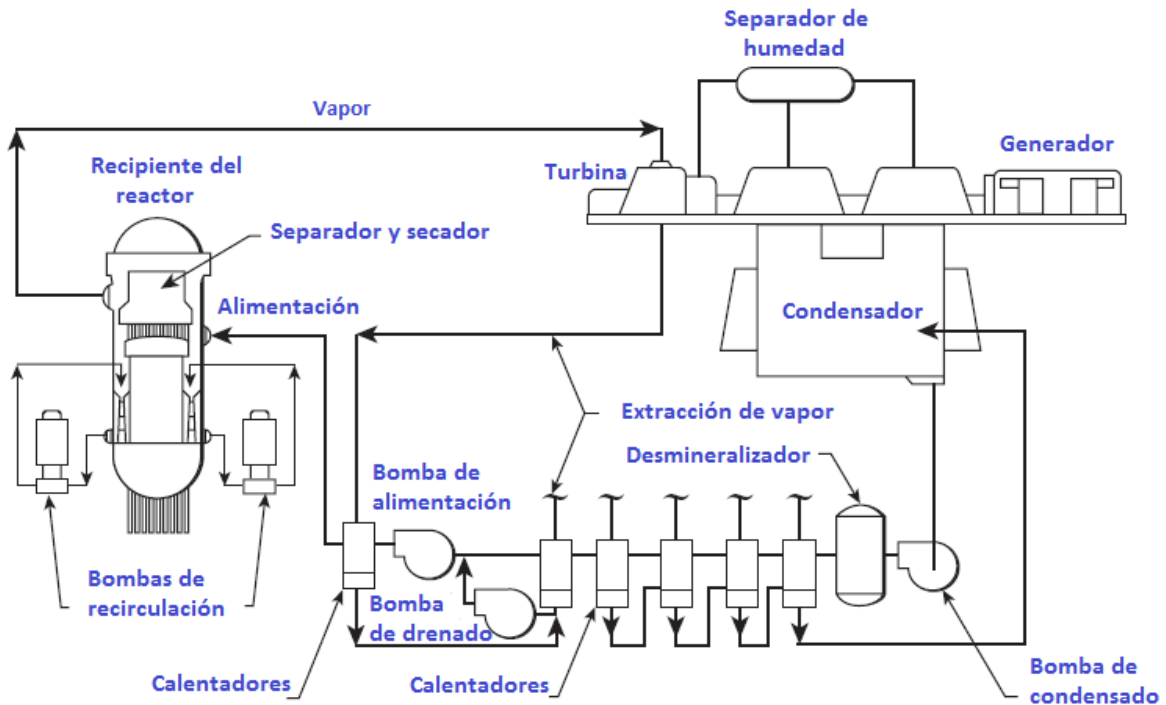


Figura 2.9 Sistema del reactor BWR, ciclo directo

2.4.2.1 Sistema de recirculación del agua del reactor

La función del sistema de recirculación de agua del reactor es hacer circular el refrigerante requerido a través del núcleo del reactor. El sistema consta de dos circuitos externos al recipiente del reactor, conteniendo cada uno una bomba directamente acoplada a un motor refrigerado por agua, una válvula de control de flujo, y dos válvulas de cierre.

Bombas de chorro de alto rendimiento están situadas dentro del recipiente del reactor se utilizan en el sistema de recirculación. Las bombas de chorro, que no tienen partes móviles, proporcionan una circulación interna continua para el flujo de refrigerante en núcleo.

Las bombas de recirculación del reactor están montadas verticalmente y están construidas de acero inoxidable. Las bombas funcionan a 25% de la velocidad

nominal durante el arranque y funcionan a partir de un conjunto motor-generador de baja frecuencia.

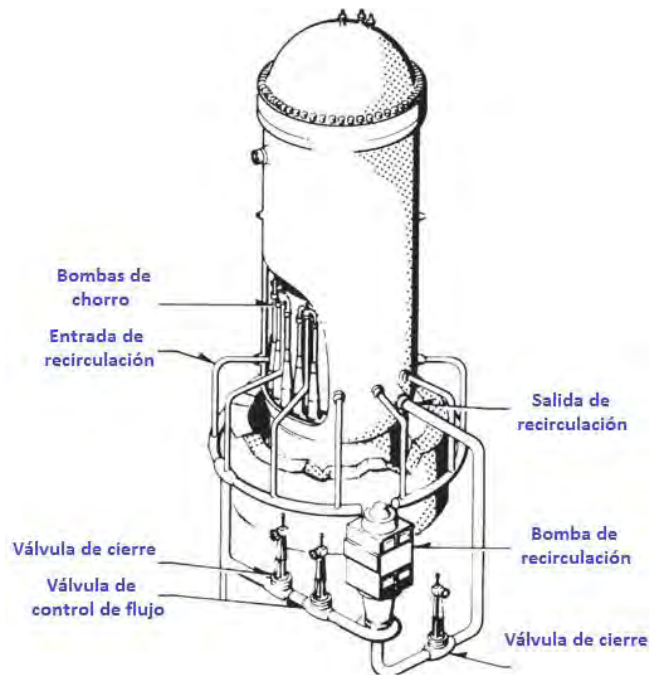


Figura 2.10 Arreglo del recipiente del reactor para el sistema de recirculación.

2.4.3 Reactor PHWR

Los reactores PHWR se diferencian de los PWR en utilizar uranio natural como combustible y ser moderados con agua pesada. Esto requiere ciertas modificaciones en el reactor para separar el moderador del refrigerante y un circuito adicional para circular y refrigerar el agua pesada del moderador.

El principio de funcionamiento es el mismo que el PWR. El calor producido por la fisión controlada en el combustible se transfiere al refrigerante de agua pesada a presión y circula a través de los canales de combustible y generadores de vapor en un circuito cerrado. En los generadores de vapor, el calor se utiliza para producir vapor de agua ligera. Este vapor se usa para accionar el generador de turbina para producir electricidad.

Los reactores moderados por agua ligera deben asumir el costo de enriquecer todo su combustible en ^{235}U durante toda su vida operacional. Los reactores moderados por agua pesada evitan esto, sin embargo se debe asumir el costo inicial de la producción de agua pesada.

El enriquecimiento de uranio y la producción de agua pesada son separaciones isotópicas de dificultad comparable. Debido a que la separación de los isótopos de hidrógeno es relativamente fácil, el agua pesada sería la opción natural, salvo que el deuterio es raro. Esto tiene el efecto de tener que procesar grandes volúmenes de materia prima para la producción de agua pesada y es la razón principal detrás de su costo relativamente alto, típicamente de USD\$300/kg.

Los reactores están diseñados para usar uranio natural, pero también pueden utilizar uranio ligeramente enriquecido (SEU) o una variedad de combustibles. Típicamente, el núcleo del reactor está contenido en un tanque cilíndrico de acero inoxidable conocido como calandria, que contiene el moderador de agua pesada a bajas temperaturas y baja presión.

El uso de combustible de uranio natural permite el almacenamiento y manejo de combustible nuevo con preocupaciones mínimas de criticidad, debido a que el elemento combustible requiere de agua pesada para ser crítico. El bajo contenido fisible remanente en el combustible gastado significa que no hay problemas de criticidad en la piscina de combustible gastado.

Canadá cuenta con reactores PHWR en funcionamiento conocidos como reactores CANDU (CANada Deuterium Uranium). Estos reactores son creados y fabricados en este país, también los comercializan a nivel mundial.

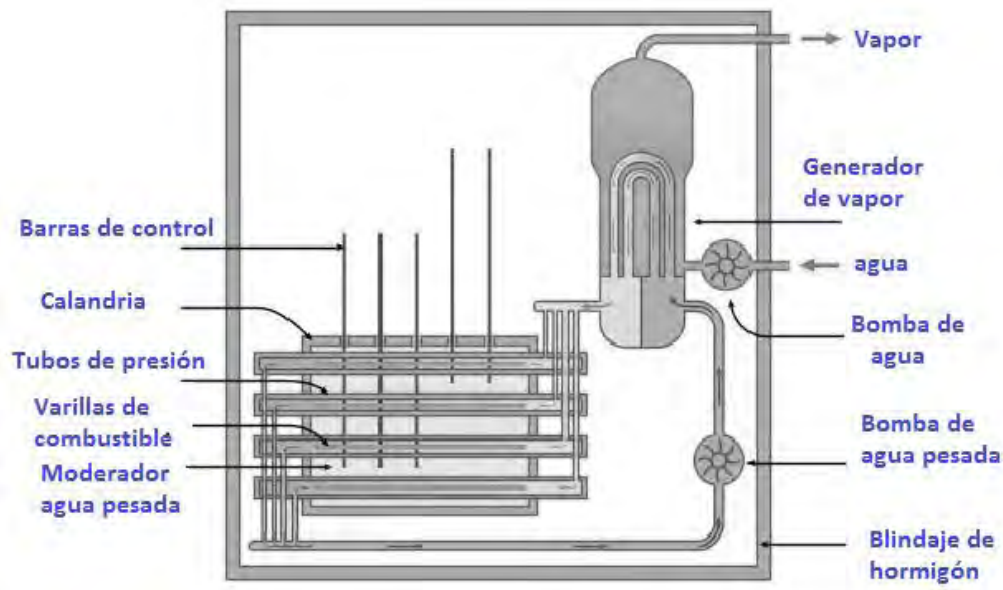


Figura 2.11 Diagrama esquemático de un reactor PHWR

2.4.4 Reactor GCR

Los reactores GCR utilizan como moderador grafito y como refrigerante anhídrido carbónico, comúnmente conocido como dióxido de carbono CO_2 . También se puede utilizar helio como refrigerante.

El uso de helio en lugar de CO_2 como refrigerante, en combinación con un moderador de grafito, ofrece una mejora en eficiencia neutrónica y térmica.

El uso de gas como refrigerante permite aumentar la temperatura de salida del mismo del núcleo sin elevar la presión. Es posible trabajar con alta temperatura y presión moderada. Esto hace que la construcción de los recipientes a presión sea menos costosa. El helio cuenta con mejores parámetros de enfriamiento, pero su precio es muy alto. El gas refrigerante requiere de una superficie de intercambio muy grande para garantizar una refrigeración adecuada, por lo tanto los reactores GCR no son equipos de gran tamaño.

Al igual que el PWR, la energía resultante de la reacción de fisión controlada se transforma en calor sensible que se transfiere al refrigerante y éste se bombea al generador de vapor. En vez de bombas, utiliza compresores de alta potencia.

2.4.5 Reactor LWGR

El LWGR es reactor de agua en ebullición, refrigerado por agua ligera y utiliza grafito como moderador.

Está formado por tubos de presión y el reactor cuenta con un solo circuito. Al igual que el BWR el vapor se genera directamente en la región del combustible (ciclo directo) y se separa en los tambores de vapor. El agua utilizada está contaminada radiactivamente.

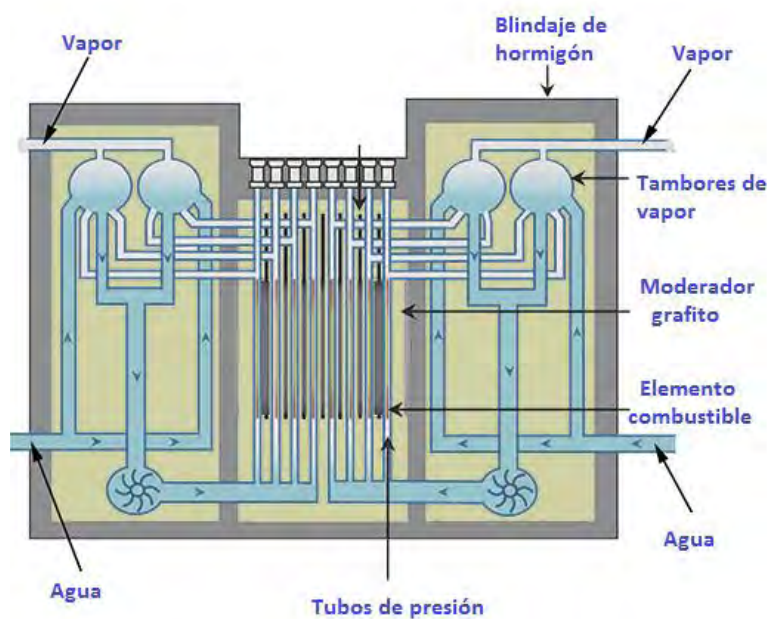


Figura 2.12 Diagrama esquemático de un reactor LWGR

2.4.6 Reactor FBR

Es un reactor de neutrones rápidos diseñado para producir más material fisionable que el que consume durante el proceso de fisión. Como combustible utiliza una mezcla de dióxido de uranio UO_2 y dióxido de plutonio PuO_2 con 17.7% de enriquecimiento.

El reactor FBR presenta un diseño diferente a los demás reactores anteriormente mencionados, ya que no cuenta con un moderador. La velocidad de los neutrones

producidos en la reacción de fisión no es controlada ni es disminuida intencionalmente. El ^{238}U al absorber los neutrones rápidos de la reacción en el núcleo, se convierte en ^{239}Pu que es fisionable. Este proceso se denomina como la cría de combustible

El uso de moderador, da lugar a grandes construcciones. Como este reactor opera sin moderador, las dimensiones del núcleo del reactor son considerablemente menores.

El sodio en estado líquido es utilizado como refrigerante, sin embargo se producen isótopos radiactivos de sodio que limitan los circuitos de operación del reactor. El punto de fusión del sodio es de 98°C , para evitar su solidificación debe ser calentado constantemente, incluso cuando el reactor no se encuentra operando. Estas desventajas aunadas al tipo de combustible utilizado, elevan el costo del reactor en un 50%, por lo que no es económicamente viable, a pesar de contar con grandes ventajas técnicas.

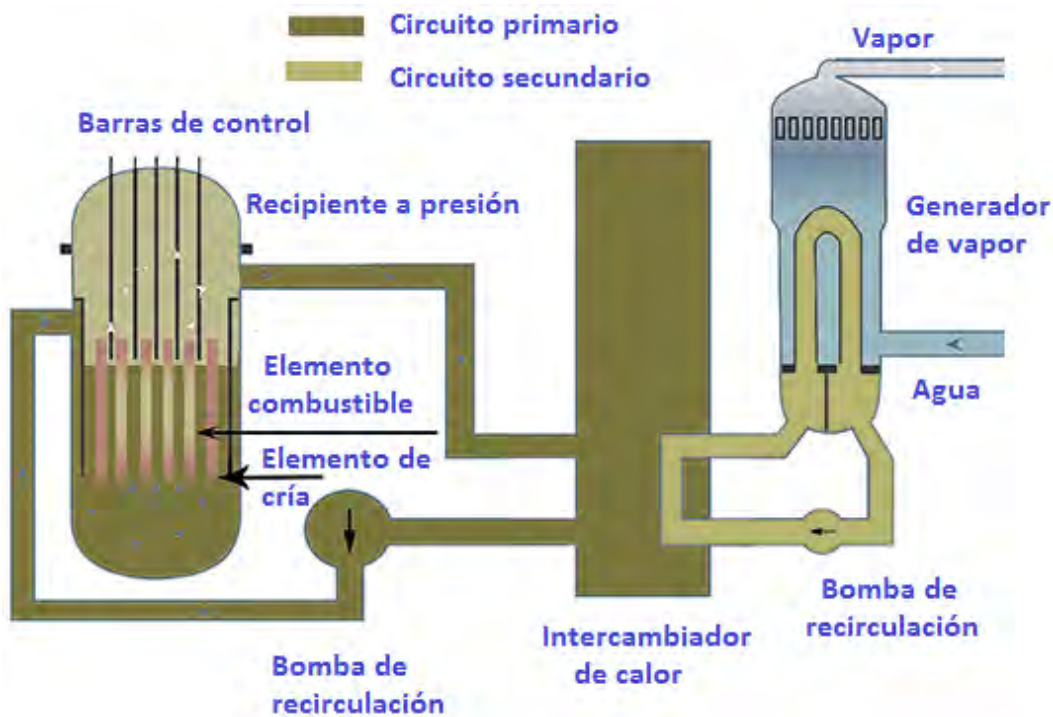


Figura 2.13 Circuitos de operación de un reactor FBR

Capítulo 3

Procesos de desalación

La desalación de agua de mar es el tratamiento del agua de mar para obtener agua pura a través de la separación de los componentes salinos disueltos.

Se han propuesto muchas tecnologías de desalación en base a diferentes principios de separación, que se han desarrollado con éxito, pero pocas de ellas llegaron a la operación comercial. Los procesos comerciales de desalación de agua de mar que son confiables y están probados para producción de agua dulce a gran escala son; los procesos de destilación múltiple etapa (Multi Stage Flash MSF) y destilación múltiple efecto (Multiple Effect Distillation MED) y ósmosis inversa para proceso de membrana. El proceso de compresión de vapor térmico y mecánico son usados en capacidad baja y media de producción.

3.1 Procesos de destilación

En los procesos de destilación, el agua de mar es calentada hasta ser evaporada para obtener agua pura, la cual es condensada posteriormente. Estos procesos son operados mediante vapor a baja temperatura como fuente de calor, el cual puede ser suministrado por una central térmica después de haber sido utilizado parcialmente.

Generalmente la eficiencia termodinámica de una planta de destilación se expresa en masa de agua producida por masa de vapor utilizado, a esta relación se le conoce como GOR (Gain Output Ratio). Para plantas comerciales de destilación MSF el GOR tiene valores entre 6 y 10 y para plantas de destilación MED tiene valores mayores a 20.

En los procesos de destilación se han implementado cámaras de recuperación de calor colocadas en serie, como resultado de la gran cantidad de calor específico requerido para evaporar el agua. El rendimiento de los procesos de destilación aumenta al incrementar el número de cámaras. Sin embargo, la diferencia de

temperatura global entre la fuente de calor y el disipador de agua de refrigeración, así como las consideraciones económicas limitan el número de cámaras. La diferencia típica de temperatura en las plantas de destilación comerciales es de 2-6°C por cámara de recuperación de calor.

Antes de iniciar el proceso, el agua de mar que será alimentada se somete a un pre-tratamiento químico que consiste de manera general en:

- Filtración para la eliminación de materia suspendida
- Ajuste de pH mediante la adición de un ácido, normalmente ácido sulfúrico, para disminuir el pH del agua de mar y así evitar precipitaciones.
- Tratamiento anti-incrustante mediante la adición de polifosfatos que evita la precipitación de sales.
- Desgasificación donde se eliminan los gases disueltos como oxígeno y dióxido de carbono para evitar la corrosión y mejorar el proceso de transferencia de calor.

3.1.1 Destilación Flash Múltiple Etapa (MSF)

Alrededor del 60% de la desalación a nivel mundial proviene de plantas MSF. Esta técnica ha sido una de las más usadas en procesos de desalación debido a su operación simple y la disponibilidad de equipos, además tiene ventajas en grandes capacidades de producción cuando la energía térmica en forma de vapor de baja presión está disponible. La planta de desalación en operación más importante del mundo se localiza en el complejo Fase II de Al Jubail, Arabia Saudita, que opera con el proceso MSF y produce aproximadamente 0.9 millones m³/d de agua desalada proveniente del mar.

Después del pre-tratamiento el agua de mar es precalentada en módulos MSF, además es calentada a la temperatura máxima que la salmuera permite en un calentador de salmuera, después se somete a un proceso flash en el evaporador flash. Un evaporador MSF está dividido en varias cámaras llamadas fases de

evaporación (por lo menos 40) y estas etapas se mantienen a presiones reducidas.

La alimentación de agua de mar fluye a través de tubos por cada fase de evaporación donde ésta es calentada progresivamente. El calentamiento final del agua de mar ocurre en el calentador de salmuera mediante una fuente de calentamiento. Después la salmuera caliente fluye a través de eyectores a la primera fase, la cual se encuentra a una presión ligeramente menor que la presión de saturación de la corriente de entrada. Como resultado, una pequeña fracción de salmuera se evapora súbitamente obteniendo vapor puro. Después el vapor producido fluye a través de una malla separadora situada en la parte superior de la cámara de esa fase de evaporación donde el vapor se condensa en la superficie exterior de los tubos del intercambiador de calor, dando su calor latente al agua de mar de entrada que fluye dentro de los tubos. Del condensado se recupera el agua producto en una bandeja de destilado. El calor transferido por la condensación calienta la alimentación de agua de mar a medida que fluye a través de cada etapa. La salmuera que no se evaporó fluye sucesivamente a través de cada etapa a presiones cada vez más bajas, donde se repite el proceso. El calor utilizado para evaporar proviene del condensado del flujo de salmuera restante, el cual es menor a la temperatura de la salmuera.

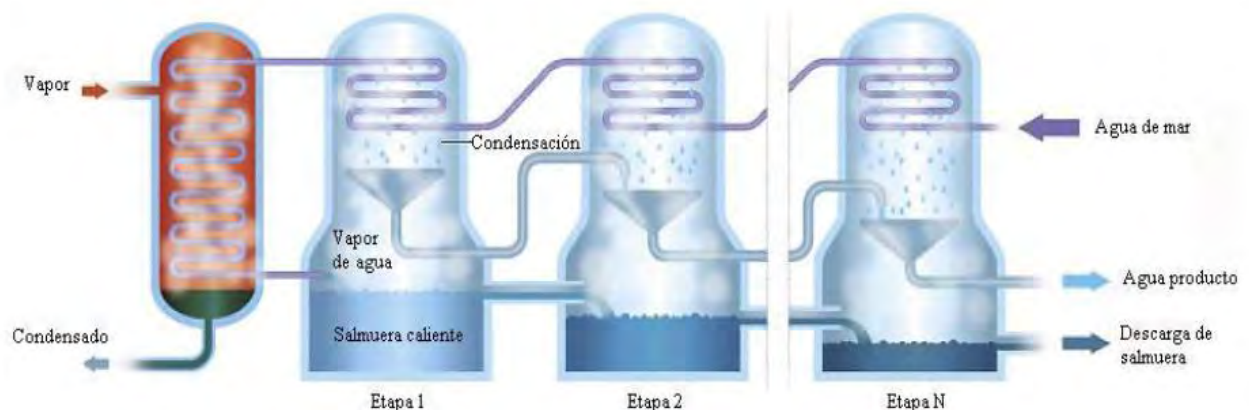


Figura 3.1 Instalación MSF

Una planta MSF produce prácticamente agua pura (5-25 ppm) a partir de agua de mar (35000 - 45000 ppm). El valor máximo de GOR está limitado a 12, y éste varía ligeramente con la salinidad del agua de mar. Varias empresas a nivel internacional pueden suministrar plantas MSF con un rendimiento garantizado. La principal ventaja de MSD es que puede ser diseñada para grandes capacidades, por lo que el proceso MSF sigue siendo el principal proceso de desalación de agua de mar, sin embargo se están presentando incursiones en otras tecnologías de desalación.

Existen dos tipos de arreglos comúnmente usados en MSF; Recirculación de salmuera (MSF-Brine Recirculation) y un paso (MSF-Once-Through).

La mayoría de las plantas operan con el arreglo de recirculación de salmuera. Este arreglo fue inventado en los primeros años de la desalación cuando los materiales resistentes a la corrosión no estaban disponibles o eran muy costosos. La corriente de entrada se mezcla con salmuera reciclada y precalentada en la sección de calor recuperado utilizando la energía del vapor condensado. Existe un área de refrigeración donde se remueve el calor sobrante para mantener un proceso estable. De esta manera la cantidad de ácidos químicos contra incrustación se reducen y el acero al carbón con una alta tolerancia a la corrosión puede ser usado debido a la ausencia de oxígeno en el agua de repuesto.

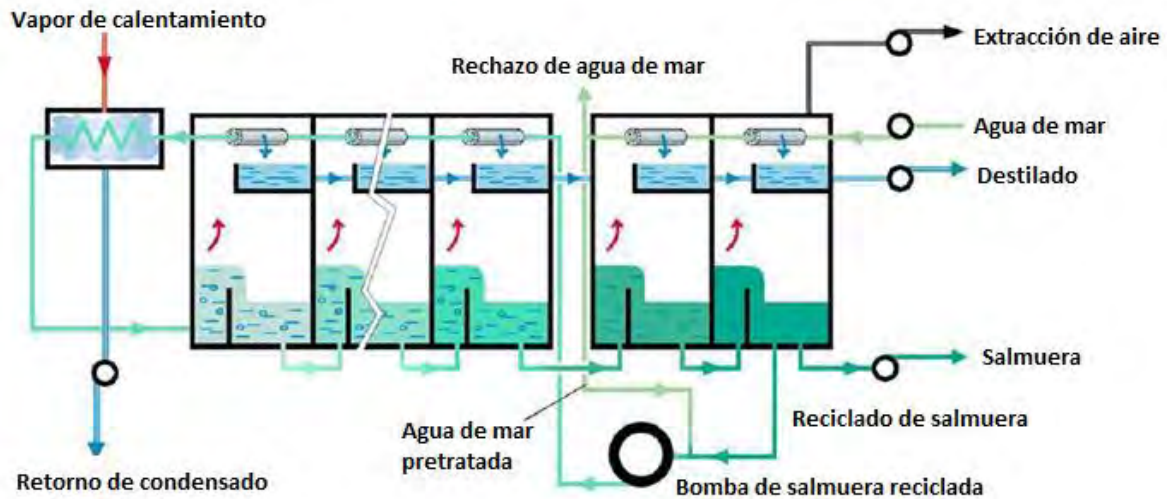


Figura 3.2 Arreglo de una planta MSF con recirculación de salmuera

Las principales ventajas de este arreglo son:

- Ahorro de equipo (bombas, válvulas) y energía de bombeo al dejar a un lado la recirculación de salmuera y la zona de rechazo de calor.
- Ahorro en el área de transferencia de calor y/o consumo de energía térmica, debido a la poca elevación del punto de ebullición en cada etapa.
- Riesgo reducido de incrustaciones de sulfato de calcio debido a los bajos niveles de concentración de sales, lo cual permite una temperatura máxima más alta de la salmuera.

En el arreglo de un paso el agua de alimentación es tomada directamente del mar, sin recirculación de salmuera. Este arreglo requiere gran cantidad de químicos y de alimentaciones de agua de mar a comparación de la recirculación de salmuera, sin embargo opera con éxito.

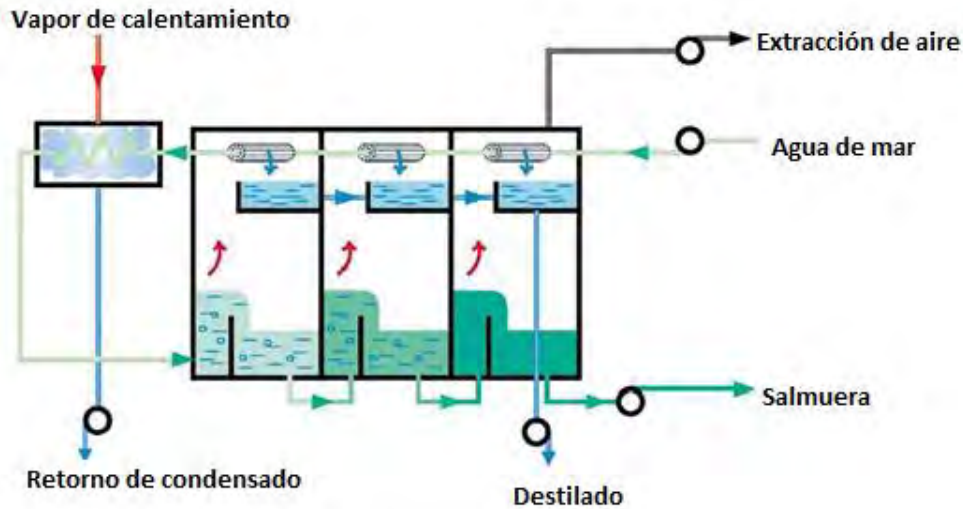


Figura 3.3 Arreglo de una planta MSF de un paso.

3.1.2 Destilación Múltiple Efecto (MED)

El proceso MED tiene una larga historia dentro de la ingeniería química, es el proceso de destilación a gran escala más viejo y fue el primer proceso utilizado para producir cantidades significativas de agua desalada a partir de agua de mar. Sin embargo la aplicación comercial de este proceso a gran escala empezó aproximadamente hace tres décadas.

Las principales características del proceso MED son: vapor de calentamiento o agua caliente que se alimenta en el primer efecto, causando la evaporación de la salmuera. El vapor formado es introducido al siguiente efecto. En cada efecto el vapor se condensa en un lado del tubo y el calor de condensación derivado de ésta se utiliza para evaporar la salmuera en el otro lado del tubo. Por otro lado el calor de evaporación para producir la evaporación inicial se re utiliza de manera eficiente en las siguiente transferencia de calor de condensación y evaporación en efectos posteriores.

Después del pre-tratamiento el agua de mar alimentada es calentada por vapor en el primer efecto, dando como resultado la evaporación de una fracción del contenido de agua. La alimentación puede fluir dentro del tubo del intercambiador de calor y el vapor por fuera de los tubos o viceversa. La salmuera concentrada es

enviada al segundo efecto que se encuentra a una presión ligeramente menor que el efecto anterior. El vapor producido en el primer efecto condensa en los tubos del intercambiador de calor del segundo efecto, cediendo su calor latente y generando casi la misma cantidad de vapor a partir de salmuera. El proceso es repetido efecto tras efecto a presiones cada vez más bajas y el condensado es colectado como agua producto.

En este proceso, los evaporadores se colocan en serie, en un orden descendente con respecto a la temperatura. Es posible dirigir la alimentación de agua de mar, ya sea en la misma dirección de alimentación (forward feed) o bien que la alimentación de agua de mar entre en el último efecto y lleve una dirección opuesta al flujo que condensa (backward feed). Si se alimenta el agua de mar en el último efecto se presenta un ahorro de vapor, sin embargo la máxima temperatura de la salmuera ocurre a la máxima densidad de la salmuera por lo tanto se promueve la formación de incrustaciones. En el proceso comercial MED para desalación de agua la alimentación se realiza en el primer evaporador (forward feed).

Las plantas MED han sido diseñadas con la temperatura máxima de salmuera de 120°C. Existen varios diseños de evaporadores, los más conocidos son; evaporador de tubo vertical (VTE) y Tubo horizontal de múltiple efecto (HTME).

En el evaporador de tubo vertical (VTE) el agua de mar ebulle en una delgada película que fluye dentro de los tubos, mientras que el vapor se condensa en la parte exterior los tubos del intercambiador de calor. El líquido fluye como una delgada película sobre la superficie de los tubos, presentando un área de contacto grande para transferencia de calor y su evaporación. Una mejora en la transferencia de calor se logra mediante el uso de tubos estriados dobles para extender la superficie y reducir el espesor de la película.

En el tubo horizontal de múltiple efecto (HTME) el principio de operación es el mismo que VTE, la salmuera y el vapor se encuentran en lados opuestos de los tubos. La salmuera es distribuida como una película en la parte exterior de los

tubos donde es evaporada parcialmente gracias al calor derivado de la condensación del vapor (agua producto) en el interior de los tubos. Una mejora significativa en la transferencia de calor se logra usando tubos ovaes para la distribución y adelgazamiento de la película.

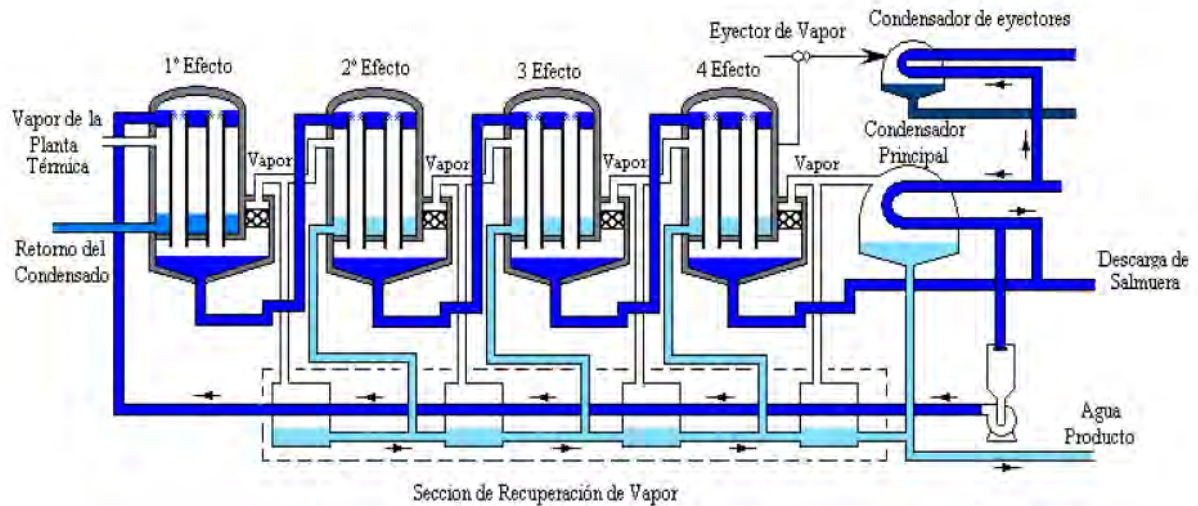


Figura 3.4 Arreglo de una planta MED con evaporador de tubo vertical.

El proceso MED produce agua pura (5-25 ppm) a partir de agua de mar (35000-45000 ppm). La eficiencia energética de una planta MED aumenta conforme el número de efectos sea mayor. El GOR de este proceso es teóricamente igual al número de efectos, sin embargo en la realidad el GOR es menor debido a las pérdidas de calor. El GOR para MED varía muy poco con la salinidad del agua de alimentación.

Es recomendable una operación a baja temperatura ya que se reduce la corrosión e incrustación, así como la demanda de materiales resistentes a éstos. El aluminio, aleaciones de cobre y titanio son utilizados para los tubos y las placas del tubo.

El proceso MED tiene un record probado de experiencia en aplicaciones industriales por varios años a nivel mundial. La mayor ventaja del proceso MED es

la capacidad de producir significativamente un GOR mayor que MSF. Este proceso es considerado para plantas de tamaño medio en los Emiratos Árabes Unidos y para plantas a gran escala en India.

3.2 Compresión de vapor (VC)

La integración de un proceso de compresión de vapor (VC) a un proceso de destilación ofrece la posibilidad del aumento del GOR. En este proceso, la cantidad de calor rechazado se reduce debido a que el sistema VC requiere menos refrigeración. La ventaja es la reducción en el consumo de energía, mayor GOR, menos pre-tratamiento químico y mayor temperatura de funcionamiento. El arreglo más común es el proceso MED con compresión de vapor.

El vapor de calentamiento es el mismo vapor que se produce en el sistema, éste vapor se comprime hasta alcanzar el nivel energético requerido en la evaporación. La aportación energética al proceso no es vapor, si no energía eléctrica para accionar el motor del compresor.

Un compresor de vapor mantiene una diferencia de presión a través de la superficie de la transferencia de calor. La alimentación de agua de mar es bombeada a la zona de baja presión de la superficie, donde ésta ebulle. El compresor calienta el vapor de agua mediante el calor de compresión y lo distribuye a la zona de alta presión de la superficie de transferencia de calor, donde el vapor se condensa cediendo su calor latente al agua de mar en punto de ebullición. La eficiencia está dada por la eficacia de la superficie de transferencia de calor, la eficiencia del compresor y la eficacia de la recuperación de calor proveniente del rechazo de salmuera y las corrientes de agua producto.

Los termocompresores para comprimir y calentar el vapor a baja temperatura, usando vapor de alta presión, se están utilizando cada vez más en el proceso VC.

La compresión de vapor a baja temperatura es un proceso sencillo y seguro. Produce agua producto pura (5-25 ppm). Las plantas de compresión de vapor tienen una desventaja ya que la capacidad de la planta es limitada debido a que

compresores de vapor de gran tamaño no están disponibles. Actualmente la planta VC más grande produce 3000 m³/d y consiste en tres efectos evaporador-condensador acoplados al compresor.

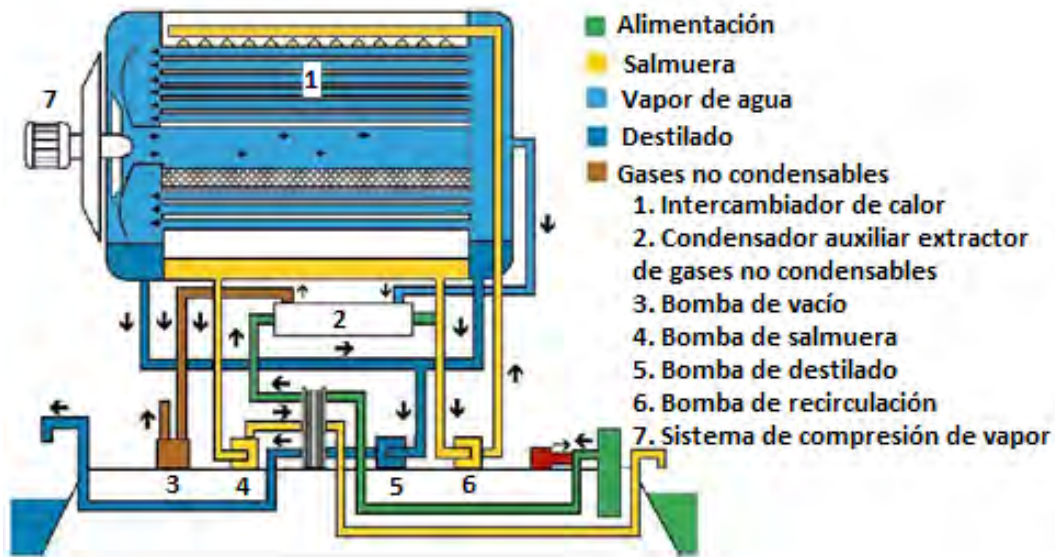


Figura 3.5 Proceso de compresión de vapor (VC)

3.3 Ósmosis inversa (RO)

La ósmosis es un proceso natural por el cual el agua fluye de una solución pura o diluida a través de una membrana semi-permeable, para obtener una solución más concentrada. El equilibrio osmótico es alcanzado cuando el flujo, debido a la ósmosis, es detenido por la aplicación de presión del lado con mayor concentración de soluto. Esta presión es conocida como presión osmótica. Cuando la presión del agua de mar es mayor que la presión osmótica, el agua pura es forzada a través de una membrana semi-permeable, dejando la corriente concentrada atrás.

La ósmosis inversa (RO) es un proceso de separación de membrana en el cual agua pura es obtenida de una solución salina concentrada que fluye a través de una membrana semi-permeable mediante una diferencia de presiones. Esta diferencia de presiones tiene que ser mayor que la presión osmótica entre la

solución y el agua pura. En la práctica, el agua de mar tiene que ser comprimida hasta 70 u 80 bar ya que la presión osmótica es de 60 bar aproximadamente.

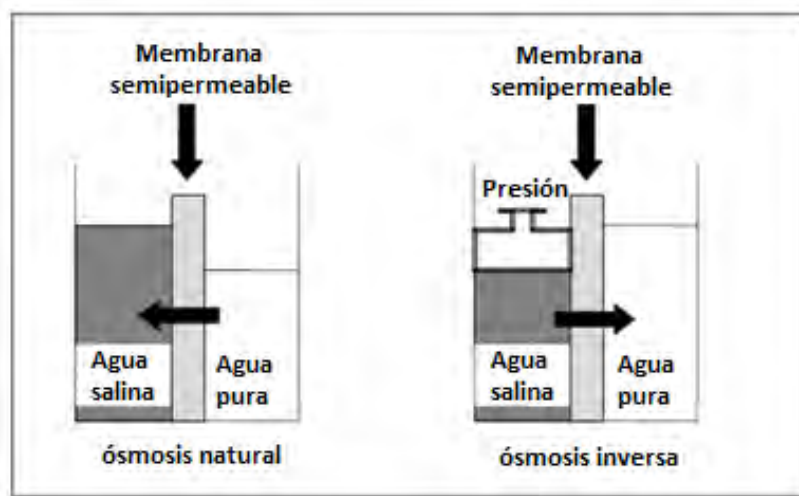


Figura 3.6 Ósmosis natural y ósmosis inversa

En este proceso el agua de mar es bombeada a alta presión contra una membrana en un contenedor. Conforme el agua pasa a través de la membrana, la solución sobrante se concentra más. Una válvula permite que una cantidad del agua de alimentación sea descargada sin haber pasado a través de la membrana. Sin esta descarga la concentración de las sales disueltas en la solución de alimentación se incrementaría, requiriendo una bomba para superar el aumento de la presión osmótica y ocurriría una precipitación de los componentes de la salmuera.

Una planta RO consiste principalmente en; pre-tratamiento, bombeo a alta presión, módulo de membrana y post-tratamiento.

3.3.1 Pre-tratamiento

Una desventaja de éste proceso es que requiere de un pre-tratamiento de agua muy específico para proteger las membranas. Éste pre-tratamiento depende de varios factores como la composición y temperatura del agua de mar, el material de las membranas y la relación de recuperación.

El pre-tratamiento consiste en:

- Desinfección con cloro para prevenir el crecimiento de agentes biológicos en el agua de alimentación.
- Coagulación seguida de un método mecánico de separación (sedimentación, filtración, flotación) para remover las partículas suspendidas del agua de alimentación.
- Ajuste de pH mediante ácidos para evitar la incrustación de carbonatos y la utilización de inhibidores como polifosfatos para prevenir la formación de incrustaciones de sulfatos.

Para las membranas sensibles al cloro, el agua de alimentación pasa por filtros de carbón activado y/o se agrega bisulfato de sodio.

3.3.2 Membrana

Las membranas pueden ser sensibles al pH, temperatura, agentes químicos, entre otros y son muy sensibles al ensuciamiento y obstrucción. Un diseño adecuado del sistema y un pre-tratamiento del agua puede minimizar estos problemas y proteger las membranas.

Las membranas son fabricadas a partir de polímeros naturales o sintéticos. Las membranas deben poseer una buena selectividad, poca resistencia al fluido del agua y una adecuada estabilidad química y mecánica. Las primeras membranas para desalación fueron hechas de acetato de celulosa y fueron usadas con agua salobre. Actualmente las membranas están hechas de poliamida.

Las membranas están acomodadas en módulos. Los arreglos de los módulos pueden ser en serie, paralelo o combinado y se rige por las condiciones del agua de mar, razón de recuperación deseada y la calidad del agua producto.

Existen dos tipos configuraciones comerciales; espiral y fibra hueca. Las cuales fueron diseñadas para proveer una adecuada área de membrana y una apropiada

velocidad de alimentación para lograr el flujo de permeado y de rechazo de salmuera requerido.

Las membranas en espiral están formadas por dos hojas o láminas de membrana, separadas por una malla que cumple la doble función de servir como soporte mecánico de las membranas y como espaciador permitiendo el libre paso del permeado. El conjunto de las dos membranas más el soporte, se enrolla en torno a un tubo central que sirve como colector del permeado. Esta configuración permite trabajar a altas presiones (hasta 70 bar) sin producir daño en la membrana.

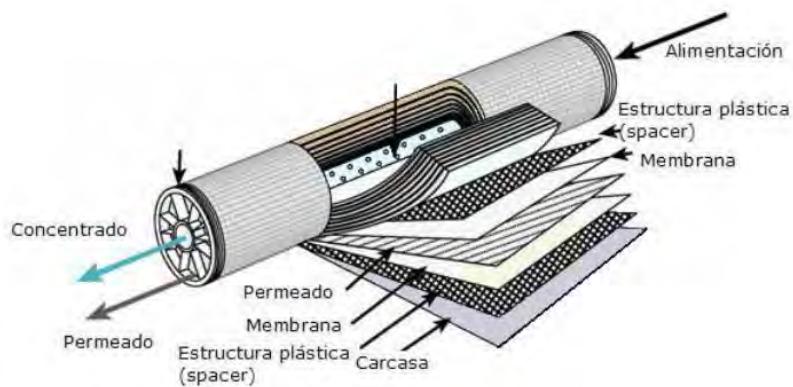


Figura 3.7 Membrana en espiral

Las configuraciones de membrana de fibra hueca, son arreglos de tubos U, similares a los tubos de los intercambiadores de calor. La alimentación se realiza a lo largo del tubo central y fluye radialmente hacia fuera en la parte exterior de las fibras. El agua pura se impregna en las fibras de las membranas y fluye axialmente hacia el interior de las fibras.

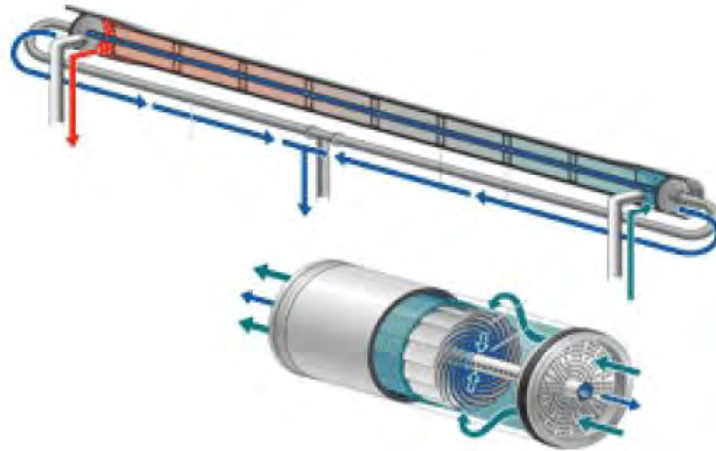


Figura 3.8 Membrana de fibra hueca.

3.3.3 Post-tratamiento

El agua producto proveniente de la membrana, generalmente necesita un tratamiento, antes de comenzar la distribución como agua potable. Éste incluye un ajuste del pH mediante la adición de una base, la remoción de gases tales como H_2S y CO_2 , mediante aireación y/o desinfección.

El post-tratamiento del agua depende de su uso final. El contenido de sal del agua de permeado de la planta de ósmosis inversa de una sola etapa se encuentra normalmente dentro del límite permisible de la calidad del agua potable. Para agua muy pura de unos 20 a 50 ppm, una segunda etapa de membrana es requerida.

Con una adecuada unidad de pre-tratamiento, un buen diseño y construcción de la planta, así como un programa de mantenimiento adecuado, una planta RO puede ser confiable. La demanda de energía dependerá de que tan alta sea la salinidad del agua. Además el proceso RO es sensible a contaminantes específicos que se encuentren en la alimentación.

El porcentaje de plantas desaladoras de ósmosis inversa se ha incrementado, gracias a las mejoras en este proceso. En los últimos años éste proceso se ha convertido en un proceso viable a gran escala.

3.4 Otras tecnologías no comerciales

3.4.1 Congelamiento

Este proceso se lleva a cabo mediante el congelamiento de agua de mar para formar cristales de hielo bajo condiciones controladas y obtener agua pura mediante la fusión del hielo. Éste proceso tiene varias ventajas como el bajo consumo de energía, pocas probabilidades de corrosión e incrustación. Sin embargo, la superficie del hielo está cubierta con salmuera, obteniendo alta salinidad en el agua producto. Para evitar esto, el hielo se lava con agua pura y ésta cantidad requerida es considerable. Existen varias plantas piloto de éste proceso, sin embargo no ha tenido éxito a nivel comercial.

3.4.2 Electrodialisis (ED)

Se utilizan dos tipos de membranas selectivas para el intercambio de aniones y cationes. En presencia de un campo eléctrico, las respectivas membranas permiten el paso a los cationes y aniones. La alimentación de agua de mar fluye a través de varias membranas donde se aplica un voltaje. Los iones migran a los respectivos electrodos a través de las membranas, dando lugar a un producto empobrecido de iones y una corriente de rechazo de salmuera concentrada en compartimentos alternos entre las membranas. El mecanismo básico de separación consiste en la eliminación de sales. El modo de operación requiere de una alimentación de corriente continua.

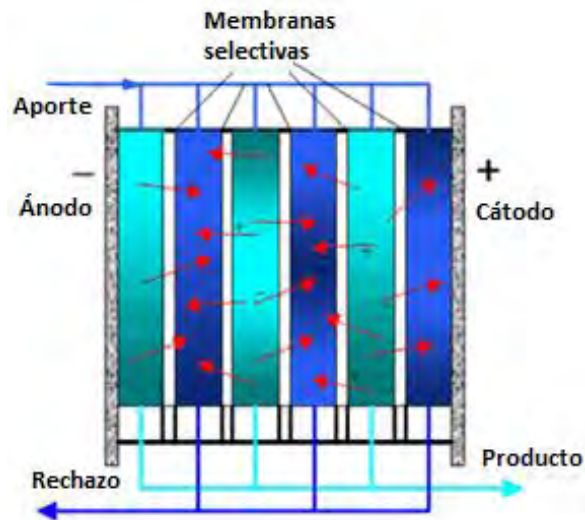


Figura 3.9 Proceso de electrodiálisis

3.4.3 Intercambio de iones

Es la eliminación de un tipo de iones de la solución y su sustitución por una cantidad equivalente de otro ion de la misma carga. Este proceso es ampliamente utilizado para el tratamiento del agua para aplicación de proceso, agua de alimentación de la caldera y en la industria de los semiconductores. El uso de intercambio de iones para sistemas de desalación es técnicamente posible, pero no es comercialmente viable hasta ahora.

3.5 Sistemas híbridos de desalación

Existen varias maneras de mejorar la eficiencia y el costo del agua producto de las plantas de desalación. Una opción es la combinación de dos o más sistemas de desalación resultantes en una planta híbrida. Los sistemas híbridos pueden ofrecer mejora del rendimiento, ahorro en el pre-tratamiento y la reducción general de los costos del agua.

3.5.1 Combinación de ósmosis inversa con procesos de destilación

La integración de destilación MSF y RO o destilación MED y RO en la misma instalación ofrece la oportunidad de reducir los costos y contar con agua producto de diferentes calidades. Se puede obtener dos tipos de agua producto, agua de

proceso con un nivel sólidos disueltos totales (SDT) muy bajo para uso industrial y agua para uso municipal con un nivel moderado de SDT. Una parte del agua desalada de la planta de destilación se puede utilizar como agua de proceso en donde se requiere una alta pureza. El agua restante se puede mezclar con el agua producto de la planta de ósmosis inversa para otros usos.

Se puede reducir el costo mediante el uso de la salmuera de rechazo de la planta de ósmosis inversa como alimentación en la planta de destilación (MSF o MED), reduciendo de este modo el pre-tratamiento químico. Otra opción es el uso de la corriente de salmuera de rechazo de la planta de destilación para la alimentación de la planta de ósmosis inversa.

En el caso del proceso MED, el agua de mar utilizada como agua de refrigeración para el condensador del último efecto, se calienta de 3-5°C más. Esta agua de mar ligeramente calentada se puede utilizar como agua de alimentación para el proceso RO. Un aumento de temperatura de 5°C en el agua de alimentación significa un 15-20% menos del área de la membrana requerida.

Capítulo 4

Desalación nuclear

La desalación nuclear es la producción de agua potable a partir de agua de mar en una instalación donde un reactor nuclear es usado como fuente de energía para el proceso de desalación. Energía eléctrica y/o térmica puede ser utilizada en el proceso de desalación. La instalación puede estar dedicada únicamente a la producción de agua potable, o puede ser utilizada para la generación de energía eléctrica y la producción de agua potable, en cuyo caso solo una porción de la energía obtenida del reactor es usada para producir agua. En ambos casos, el concepto de desalación nuclear se entiende como una instalación integrada en la cual el reactor, como el sistema de desalación se encuentran en un lugar común y la energía se produce en el mismo sitio para ser usada en el sistema de desalación. También implica cierto grado de instalaciones y servicios compartidos, personal, estrategias operativas, planificación de interrupción y las instalaciones de control así como las estructuras de entrada y de desagüe de agua de mar.

La desalación nuclear involucra tres tecnologías; nuclear, desalación y el sistema de acoplamiento.

La adaptación de la energía nuclear en los procesos de desalación involucra la selección del tipo de reactor y la implementación del ciclo del combustible nuclear. Técnicamente cualquier reactor puede ser usado para desalación nuclear ya que se produce energía en forma de calor, la cual puede ser usada directamente o puede ser convertida en electricidad mediante un circuito de generador, turbina y condensador. En algunos casos el sistema está diseñado para producir ambos. El tipo de reactor que se considera para la desalación es el reactor de agua, ya sea de agua ligera o de agua pesada a presión (PWR, PHWR). Estos reactores pueden proporcionar la energía calorífica a los procesos de desalación o pueden funcionar de manera dual generando energía eléctrica y calor. Los reactores refrigerados por metal líquido o gas también pueden ser considerados para la

desalación, pero son más convenientes en otras aplicaciones donde se requieren altas temperaturas.

La cercanía con la población es una ventaja de las plantas desaladoras viéndolo desde el punto de vista de la distribución del agua, mientras que para la seguridad de la planta nuclear es preferible que se encuentre alejada de la población. Las autoridades regulatorias deben dirigir el impacto ambiental de las plantas de desalación nuclear, debido a que se descarga salmuera y algunos químicos provenientes de la planta. Sin embargo se tiene experiencia en el manejo de estas descargas sin generar daños al ambiente.

Una preocupación particular y única de las plantas de desalación nuclear es la posible liberación de material radioactivo en el agua producto. Esto se puede evitar con un diseño adecuado donde se hacen uso de múltiples barreras y diferencias de presión para bloquear el transporte de material radiactivo a la planta desaladora. La seguridad en las plantas de desalación nuclear depende principalmente de la seguridad del reactor nuclear y del sistema de comunicación entre la planta nuclear y el sistema de desalación. Un adecuado sistema de monitoreo debe ser implementado para prevenir cualquier fuga de material radioactivo en el agua producto.

La energía nuclear se están convirtiendo en una opción competitiva en instalaciones de gran capacidad comparadas con plantas desaladoras basadas en combustible fósil debido a que el costo del ciclo del combustible es considerablemente menor para plantas nucleares que para plantas de combustible fósil.

4.1 Acoplamiento de una planta generadora de energía eléctrica con una planta desaladora

Las plantas de desalación pueden acoplarse en una planta de un solo propósito o en una planta de cogeneración. En el caso de la planta de desalación nuclear de un solo propósito, la energía se utiliza exclusivamente para el proceso de

desalación, y el agua desalada es el único producto. En caso de una planta dual, sólo una parte de la energía se utiliza para el desalado. Una planta de cogeneración produce electricidad y agua simultáneamente.

El reactor nuclear suministra energía a los sistemas de desalación, ya sea en forma de calor o en forma de energía mecánica/eléctrica. Se suministra energía térmica para procesos de destilación como MSF o MED y proporciona energía mecánica/eléctrica para los procesos que se basan en la energía mecánica tales como RO, VC mecánico o el sistema híbrido MED/VC. Además de la energía básica requerida para desalación, todos los procesos de desalación requieren electricidad para el funcionamiento de las bombas y servicios auxiliares.

Cuando se utiliza un reactor nuclear para suministrar vapor al proceso de desalación, el método de acoplamiento tiene un impacto técnico y económico significativo. El método óptimo de acoplamiento depende del tamaño y del tipo del reactor, las características específicas del proceso de desalación y del valor de la electricidad como un coproducto.

Se tiene amplia experiencia en la cogeneración de electricidad y calor en Bulgaria, Canadá, Alemania, Hungría, Japón, Kazajstán, Rusia, Eslovaquia, Suiza, Ucrania y los Estados Unidos de América.

4.1.1 Descripciones técnicas del acoplamiento

En el caso de las plantas nucleares duales, el vapor puede ser purgado en algunos puntos del circuito secundario de la planta de energía para el uso en la planta de desalación. Existen dos tipos de arreglo; en paralelo y en serie.

En paralelo, la electricidad se produce simultáneamente con el agua desalada como producto, mediante la desviación de una parte del vapor a la turbina para producir electricidad en la manera convencional y otra parte del vapor para la planta de desalación. Esta configuración permite una mayor flexibilidad en el uso de energía. Sin embargo, el consumo total de energía sería el mismo si el vapor para la desalación y electricidad se hubieran producido por separado.

En serie, la electricidad se produce mediante la expansión del vapor, primero a través de una turbina con una contrapresión elevada y luego al proceso de desalación. Este arreglo reduce el consumo total de energía en comparación con el arreglo en paralelo.

4.1.2 Requerimientos de diseño para el acoplamiento

El acoplamiento térmico es de suma importancia para prevenir la contaminación radiactiva de la planta de desalación y/o del ambiente. Se deben incorporar al menos dos barreras mecánicas entre el refrigerante primario del reactor y la salmuera. En el caso de un reactor de agua a presión (PWR), el generador de vapor es la primera barrera. La segunda barrera podría ser el condensador de una turbina de contrapresión. En el caso de los reactores generadores de calor, se debe contar con la cantidad de barreras suficientes para prevenir la contaminación radiactiva. Los reactores generadores de calor más adecuados para el acoplamiento de desalación son aquellos con un circuito cerrado de refrigeración primario o ciclo indirecto, tal como un PWR a baja temperatura o PHWR. En este arreglo, el calor se suministra a través de una interfaz con un generador de vapor o intercambiador de calor primario. Esto proporciona una barrera entre el refrigerante del reactor y el vapor para la desalación. En caso de un reactor PHWR, el nivel de tritio en el vapor de calentamiento y el agua producto debe ser revisado periódicamente.

El suministro directo de vapor, del núcleo del reactor a la planta de desalación, tal como en un reactor BWR que cuenta con un ciclo directo de operación, no es adecuado para la desalación si no cuenta con una barrera intermedia.

4.1.2.1 Tiempo de vida útil

El tiempo de vida útil del acoplamiento debe ser tan alto como el tiempo de vida útil de los procesos individuales. Los principales componentes de la planta nuclear están diseñados para más de 40 años. Durante el funcionamiento, los componentes pueden deteriorarse como resultado del desgaste, la corrosión, el estrés térmico y mecánico y la obsolescencia. Las partes deterioradas pueden ser

reparadas o reemplazadas. Los diseños actuales de plantas nucleares evitan el deterioro temprano de los componentes clave mediante el uso de materiales probados para evitar el estrés excesivo, la corrosión y los daños por radiación y así poder asegurar la calidad del agua y algunos parámetros de funcionamiento.

Las plantas de desalación están diseñados para una vida útil de 25 años, aunque algunas plantas de desalación MSF han funcionado incluso después de 30 años. En el proceso MED las tuberías de aluminio deben ser cambiados en un periodo 15 años aproximadamente. Las tuberías de titanio, cuproníquel o tubos de aleación de acero inoxidable pueden durar de 25 a 30 años. En una planta de ósmosis inversa, las membranas y filtros tienen una vida útil más corta. Sin embargo ya se cuentan con membranas con una vida de más de cinco años.

4.1.2.2 Flexibilidad operacional

El diseño de una planta dual debe contar con un grado mínimo de flexibilidad para evitar la ruptura de las unidades de producción, para cuando el generador de la turbina o la producción de la planta desaladora se reduzcan o se paren.

El acoplamiento de una planta de desalación RO o VC mecánico a una planta de energía tiene un mayor grado de flexibilidad, ya que la interfaz principal del acoplamiento es la conexión eléctrica.

La principal dificultad en la operación de una planta dual con desalación térmica es la dependencia del flujo de vapor con la demanda de electricidad. Una planta de desalación térmica no responde muy bien a los cambios repentinos de carga.

4.1.2.3 Confiabilidad y disponibilidad

Se deben tomar en cuenta los requisitos de confiabilidad del sistema de desalación al diseñar el sistema de suministro de vapor a partir de la energía nuclear. La interrupción repentina de la energía o el agua puede tener consecuencias en aspectos de seguridad, así como económicas.

Una planta dual consta de tres sistemas de interacción: el sistema nuclear de suministro de vapor, el sistema de generador de turbina y la unidad de desalación. Si el acoplamiento tiene un factor de disponibilidad alto, el sistema de desalación térmica acoplada al generador de turbina puede tener un factor de disponibilidad alto. La planta desaladora necesita una fuente de calor de respaldo para su funcionamiento durante el paro de los reactores. Si la desaladora no está en funcionamiento, es conveniente contar con un condensador de seguridad para la descarga de vapor de la planta nuclear.

Una planta híbrida de desalación térmica y ósmosis inversa acoplada al sistema nuclear de suministro de vapor tiene un factor de disponibilidad alto. Si el reactor no se encuentra en funcionamiento, la planta de desalación térmica tampoco se encuentra en funcionamiento debido a que no se encuentra disponible el vapor. La planta de ósmosis inversa, sin embargo, puede continuar operando utilizando energía de la red eléctrica.

4.2 Análisis de costos con DEEP

El costo del agua producto se evalúa comúnmente sumando todos los componentes principales que interviene en el costo del agua desalada. Estos incluyen: el costo de capital (30-50 %), el costo de energía (50-30 %) y los costos de operación y mantenimiento (15-25 %). Para una planta con un solo propósito, el costo de la energía es el costo total de la construcción y operación de la fuente de energía dividida entre la energía total saliente en un período dado de tiempo.

Para una planta de dual, el cálculo del costo de la energía es más complicado debido a que se obtienen dos productos; electricidad y calor.

Una planta de dual tiene varias ventajas económicas sobre una planta de un solo propósito. La inversión financiera específica es baja, debido a que las instalaciones son compartidas. También el combustible y los costos de mano de obra son más bajos debido a que los costos totales son distribuidos en ambos productos. Sin embargo, una planta de dual también puede tener desventajas,

tales como flexibilidad menor, menor factor de disponibilidad y plazos de construcción no óptimos.

Existen varias técnicas de asignación de costos a los dos productos finales de una planta de dual, agua y la electricidad, o para un producto intermedio como el vapor utilizado en la planta de desalinización. Estas técnicas pueden ser complejas y tediosas. La IAEA (International Atomic Energy Agency) ha desarrollado un programa informático fácil de usar, el DEEP (Desalination Economic Evaluation Program) ayudar con estos evaluations. El programa está desarrollado en una rutina de hoja de cálculo que contiene algoritmos simplificados de costo y dimensionamiento de una planta dual, que son fáciles de implementar y son aplicables a una amplia variedad de equipos y tecnologías. El programa calcula el costo de ambos productos y permite la comparación de la energía nuclear con otras fuentes de combustible fósil.

Para la simulación se tomaron en cuenta las capacidad de Laguna Verde (1,610 MW) y la planta desaladora más grande de México (17,280 m³/d). También se tomaron en cuenta condiciones promedio de operación de las diferentes tecnologías, la mayoría de ellas se encuentran predeterminadas con opción a ser cambiadas por otro valor.

El proceso MED opera en un rango de temperatura máxima de salmuera de 70-75°C. El proceso MSF opera en un rango de temperatura máxima de salmuera de 90-120°C.

Capacidad eléctrica	1600 MW
Capacidad de desalación	17000 m ³ /d
Temperatura de entrada de agua de mar (desalación y refrigeración)	25°C
Sólidos disueltos del agua de mar de entrada	35000 ppm
Temperatura máxima salmuera MED	70°C
Temperatura máxima salmuera MSF	110°C
Presión máxima de membrana	69 bar

Tabla 4.1 Consideraciones de proceso en DEEP

Se obtuvieron los costos de electricidad y agua por cada proceso de desalación descrito anteriormente, así como por cada tipo de combustible disponible en el simulador (nuclear, carbón y petróleo).

		Nuclear	Petróleo	Carbón
MED	electricidad (\$/MWh)	67.4	235.8	83.2
	agua (\$/m3)	1.02	2.12	1.15
	agua producto (ppm)	25	25	25
MED con VC	electricidad (\$/MWh)	67.4	235.8	83.2
	agua (\$/m3)	0.97	1.95	1.09
	agua producto (ppm)	25	25	25
MSF	electricidad (\$/MWh)	67.4	235.8	83.2
	agua (\$/m3)	1.44	3.59	1.67
	agua producto (ppm)	25	25	25
RO	electricidad (\$/MWh)	67.4	235.8	83.2
	agua (\$/m3)	0.84	1.33	0.89
	agua producto (ppm)	199	199	199

Sistemas híbridos	MSF + RO	electricidad (\$/MWh)	67.4	253.8	83.2
		agua (\$/m3)	1.44	3.59	1.67
		agua producto (ppm)	25	25	25
	MED + RO	electricidad (\$/MWh)	67.4	235.8	83.2
		agua (\$/m3)	1.02	2.12	1.15
		agua producto (ppm)	25	25	25
	MED con VC + RO	electricidad (\$/MWh)	67.4	235.8	83.2
		agua (\$/m3)	1.04	2.06	1.16
		agua producto (ppm)	25	25	25

Tabla 2.2 Costos de electricidad y agua producto con diferentes tecnologías y combustibles.

Todos los productos de los procesos que utilizan combustible nuclear tienen menor costo que los que utilizan algún combustible fósil. Esta diferencia es más evidente en el costo de electricidad. Los sistemas híbridos de desalación mejoran la eficiencia y el costo del agua, sin embargo, no se observa una mejora significativa en los costos.

El costo de agua más bajo se obtiene en el proceso de ósmosis inversa. Cabe resaltar que el agua producto contiene una cantidad de sólidos disueltos de 199 ppm. Para obtener agua muy pura se requiere una segunda etapa de membrana, por lo que el costo del agua puede incrementarse ligeramente. Se obtuvo agua pura (25 ppm) en los demás procesos de desalación.

Los resultados y diagramas de proceso de las simulaciones se encuentran en el anexo.

Capítulo 5

Seguridad y manejo de residuos radiactivos

La seguridad en una planta de desalación nuclear depende principalmente de la seguridad en reactor nuclear y en el sistema de comunicación entre la planta nuclear y el sistema de desalación. Debe asegurarse que cualquier variación en el consumo de vapor en la planta de desalación no causaría situaciones de riesgo en la planta nuclear. Debe haber un adecuado monitoreo del nivel de radiactividad en el circuito de comunicación y el sistema de desalación. En caso de los reactores refrigerados por agua pesada, el nivel de tritio en el vapor de calentamiento y en el agua producto debe ser verificado regularmente. Adecuadas medidas de seguridad deben de ser introducidas para asegurar que no habrá liberación de radiación en el agua producto.

Es de suma importancia prevenir la contaminación radiactiva en la planta desaladora y/o en la atmósfera en el acoplamiento térmico. Al menos dos barreras mecánicas deben ser incorporadas entre el refrigerante primario del reactor y la planta desaladora. En el caso de un reactor de agua a presión (PWR, PHWR) el generador de vapor es la primera barrera. La segunda barrera puede ser el condensador de la turbina de contra presión.

En el caso de reactores generadores de calor, se debe prestar especial atención en colocar suficientes barreras para prevenir la contaminación radiactiva. Los reactores de generación de calor más adecuados para el acoplamiento con el proceso desalación son aquellos con un circuito de refrigeración primario cerrado, tal como un PWR a baja temperatura o un PHWR que son reactores de ciclo indirecto. En este arreglo, el calor se suministra a través de un generador de vapor o un intercambiador de calor primario. Esto proporciona una barrera entre el refrigerante del reactor y el vapor que se suministra a la planta de desalación.

El suministro directo del vapor proveniente del núcleo del reactor a la planta desaladora, como un reactor BWR de ciclo directo, no es adecuado sin una barrera intermedia.

5.1 Seguridad en el reactor nuclear

La operación de una planta nuclear se da gracias a la formación de material radiactivo en el proceso de fisión del combustible. Otra fuente de radiactividad son los productos corrosivos como cromo, cobalto y manganeso como impurezas en el refrigerante que se activan por absorción de neutrones. Estas cantidades son pequeñas comparadas con los productos de fisión en los reactores de agua ligera y por absorción de deuterio en los reactores refrigerados con agua pesada que conduce a la formación de tritio. También se forman radioisótopos de nitrógeno, carbono y argón.

5.1.1 Tipos de accidentes

El combustible nuclear es una fuente de calor y el sobrecalentamiento del combustible ocurre sólo si el calor que se genera en el combustible excede la velocidad a la que se está eliminando. Este tipo de desequilibrio de calor en el núcleo del reactor puede ocurrir por la pérdida de refrigerante o por eventos transitorios con una inadecuada eliminación de calor.

La pérdida de refrigerante en el núcleo del reactor puede causar que el combustible se sobrecaliente y eventualmente conducir a la fusión de núcleo, a menos que refrigeración de emergencia se suministre al núcleo. Este tipo de accidente es conocido como un accidente por pérdida de refrigerante (APRR). La pérdida de suministro de refrigerante puede surgir debido a una serie de factores tales como la insuficiencia de las bombas, la ruptura del sistema de refrigeración, entre otros.

El sobrecalentamiento del combustible puede ser resultado de eventos transitorios, en el que la potencia del reactor se incrementa más allá de la capacidad del sistema de refrigeración del reactor para eliminar el calor.

Alternativamente, los eventos transitorios pueden implicar la reducción de la capacidad de eliminación de calor del sistema de refrigeración por debajo de la generación de calor del núcleo. Todos estos eventos transitorios pueden ocurrir solos o en combinación, por lo que deben ser considerados en el análisis de seguridad.

Las principales áreas de interés son el aumento de potencia del núcleo del reactor y disminuciones en el flujo de refrigerante.

5.1.2 Características de diseño

Los objetivos de la seguridad en una planta nuclear son; prevenir accidentes, asegurar la operación y mitigar las potenciales consecuencias.

Existen dos aspectos para implementar el sistema de seguridad. Uno es proveer de barreras que el material radiactivo tendría que traspasar sucesivamente para poder fugarse al exterior de la planta, la otra es prevenir que las barreras sean traspasadas.

En una operación típica, las barreras que rodean a los productos de fisión en reactores de agua son:

Primera barrera: el molde del combustible

Segunda barrera: el revestimiento del elemento combustible

Tercera barrera: el límite del circuito de refrigeración del reactor

Cuarta barrera: la estructura de contención

En el caso de que una o más de estas barreras pasivas fallen, se activa un sistema de seguridad de emergencia como refrigeración, suministro de refrigerante, aerosoles de contención y filtros que garantizan la integridad de las barreras restantes.

5.2 Sistemas pasivos de seguridad

Los sistemas de seguridad pueden ser activos o pasivos. Los sistemas activos requieren del suministro de una fuente externa como electricidad, aire comprimido y vapor para poder entrar en funcionamiento. También requieren de una señal para poder funcionar.

Un sistema pasivo de seguridad es aquel que está compuesto completamente de componentes y estructuras pasivas o utiliza componentes activos de forma muy limitada para iniciar la operación pasiva. Actúan por cambios en condiciones de temperatura y presión.

Se considera a los sistemas pasivos más seguros y confiables que los activos. Si se presenta un escenario de emergencia o un accidente en el que sea imposible utilizar fuentes externas como la electricidad, se corre el riesgo de que ocurra fusión del núcleo.

El uso de sistemas de seguridad pasiva tales como acumuladores, intercambiadores de calor y los sistemas de inyección impulsados por gravedad eliminan los costos asociados a la instalación, mantenimiento y operación de sistemas de seguridad activa que requieren varias bombas con fuentes de alimentación eléctrica independientes y redundantes. Como resultado de ello, se están estudiando sistemas de seguridad pasiva para numerosos tipos de reactores, incluidas la generación III y III+, así como que encontrar aplicaciones a los conceptos de reactores de generación IV). Otra motivación para el uso de los sistemas de seguridad pasiva es el aumento en la confiabilidad del sistema de seguridad.

Se establecieron cuatro categorías para distinguir los diferentes grados de pasividad.

Categoría A

- Sin entrada de señal de "inteligencia"
- Ninguna fuente de alimentación o fuerza externa

- Sin partes mecánicas en movimiento
- Sin fluido de trabajo móvil

En esta categoría se encuentran las barreras físicas contra la liberación de productos de fisión, como los sistemas de revestimiento de barrera y de combustible nuclear, la construcción de estructuras endurecidas para la protección de la planta frente a eventos externos sísmicos y los sistemas de refrigeración del núcleo que dependen solamente de la radiación de calor y/o conducción de combustible nuclear por estructuras exteriores. Algunos ejemplos son tubos, presurizadores, acumuladores, tanques de compensación, así como partes estructurales como soportes y escudos.

Categoría B

- Sin entrada de señal de "inteligencia"
- Ninguna fuente de alimentación o fuerza externa
- Sin partes mecánicas en movimiento
- Sin fluido de trabajo móvil

En esta categoría se encuentran los sistemas de refrigeración de emergencia del reactor basado en la inyección de agua borada, sistemas de refrigeración de emergencia basados en la circulación natural de aire o agua en intercambiadores de calor sumergidos en piscinas de agua, sistemas de refrigeración de contención basados en la circulación natural del aire alrededor de los muros de contención, con admisión y escape a través de tubos.

Categoría C

- Sin entrada de señal de inteligencia
- Ninguna fuente de alimentación o fuerza externa
- Partes mecánicas en movimiento, con o sin movimiento de fluidos

En esta categoría entran los sistemas de inyección de emergencia presentes en acumuladores o tanques de almacenamiento y líneas de descarga equipados con válvulas de retención, protección contra la sobrepresión y/o dispositivos de refrigeración de emergencia, sistemas de venteo activados por válvulas de retención check y válvulas de alivio de resorte.

Categoría D

- Entradas de señal de "inteligencia" para iniciar el proceso pasivo
- La energía para iniciar el proceso proviene de fuentes de almacenamiento como baterías o fluidos elevados
- Los componentes activos se limitan a los controles, instrumentación y válvulas para iniciar el sistema pasivo

5.2.1 Sistemas pasivos de seguridad para la eliminación del calor del núcleo

En esta sección se describen los tipos de sistemas de seguridad pasiva de reactores avanzados para la eliminación del calor residual del núcleo después de un paro en el reactor.

5.2.1.1 Tanque presurizado de inundación del núcleo (acumuladores)

También conocido como acumuladores, se utilizan en las centrales nucleares existentes formando parte de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo. Típicamente consisten en grandes tanques con aproximadamente un 75% de su volumen ocupado por agua borada fría y el volumen restante con nitrógeno a presión o un gas inerte. El contenido del tanque está aislado del sistema de refrigeración del reactor (SRR) por una serie de válvulas de retención (check) que normalmente permanece cerrada por la diferencia de presión entre la SRR y el gas contenido en el tanque o gas de relleno. En el caso de un accidente por pérdida de refrigerante (APPR), la presión en el núcleo caerá por debajo de la presión del gas de relleno. Esto da lugar a la apertura de las válvulas de retención

y la descarga el agua borada en la vasija del reactor. Este es un sistema de seguridad pasiva Categoría C.

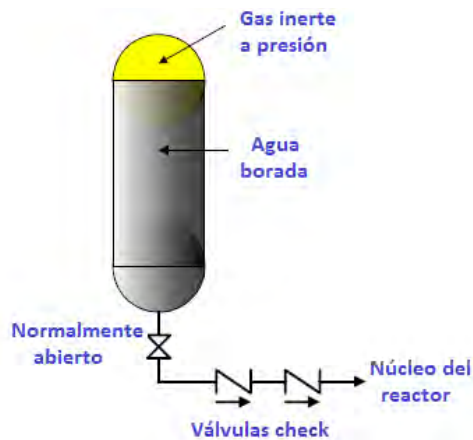


Figura 5.1 Tanque presurizado de inundación del núcleo

5.2.1.2 Tanque elevado con circuitos de circulación natural

Los circuitos de circulación naturales representan un medio eficaz para proporcionar refrigeración al núcleo. Los tanques se llenan con agua borada para proporcionar inyección de refrigerante al sistema. Los tanques están normalmente aislados de la vasija del reactor por una válvula de aislamiento situada a lo largo de la línea de descarga en la parte inferior del tanque. El fluido detecta la presión de todo el sistema a través de la línea de conexión en la parte superior. En caso de una emergencia, se abre la válvula de aislamiento inferior para completar el circuito de circulación natural y permitir que el agua borada fría fluya hacia el núcleo.

En caso de varios escenarios de emergencia, este sistema puede empezar a funcionar antes que el acumulador y parar después del vaciado del acumulador. Se trata de un sistema de seguridad pasiva Categoría D.

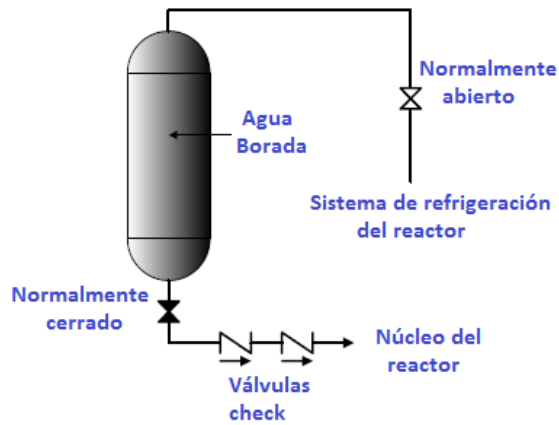


Figura 5.2 Tanque elevado con circuitos de circulación natural

5.2.1.3 Tanques elevados de drenado por gravedad

Bajo condiciones de baja presión, los tanques elevados llenos de agua borada fría se pueden utilizar para inundar el núcleo por la fuerza de la gravedad. En algunos diseños, el volumen de agua en el depósito es lo suficientemente grande como para inundar toda la cavidad del reactor.

El funcionamiento del sistema requiere que la válvula de aislamiento esté abierta y que la cabeza de accionamiento del fluido exceda la presión del sistema más una pequeña cantidad para superar la presión de apertura de las válvulas de retención. Se trata de un sistema de seguridad pasiva Categoría D.

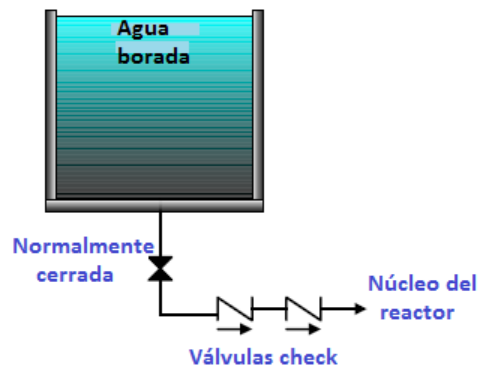


Figura 5.3 Tanques elevados de drenado por gravedad

5.2.1.4 Enfriado pasivo del generador de vapor por circulación natural

Algunos diseños de PWR avanzados incorporan sistema para eliminar el calor de los generadores de vapor pasivamente. Esto se realiza mediante la condensación de vapor desde el generador de vapor en el interior de un intercambiador de calor sumergido en un tanque de agua o por un sistema refrigerado por aire. Se trata de sistemas de seguridad pasiva categoría D.

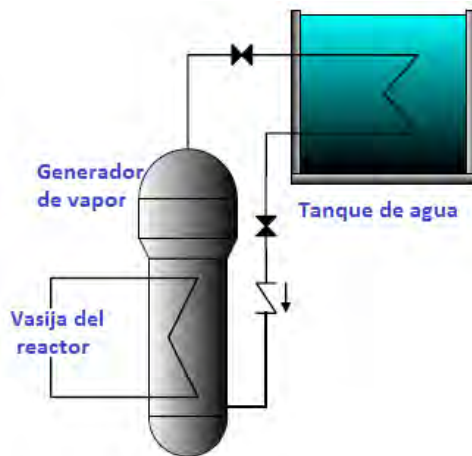


Figura 5.4 Enfriado pasivo del generador de vapor por circulación natural

5.2.1.5 Intercambiadores de calor pasivos para eliminación de calor residual

Estos intercambiadores de calor se incorporan en varios diseños de PWR avanzados. Su función principal es proporcionar períodos prolongados de remoción de calor residual del núcleo mediante la transferencia de calor usando un circuito de circulación natural de líquido monofásico. El circuito del intercambiador de calor se encuentra presurizado y listo para el servicio. El flujo monofásico se acciona mediante la apertura de la válvula de aislamiento en la parte inferior del intercambiador de calor. Se trata de un sistema de seguridad pasiva Categoría D.

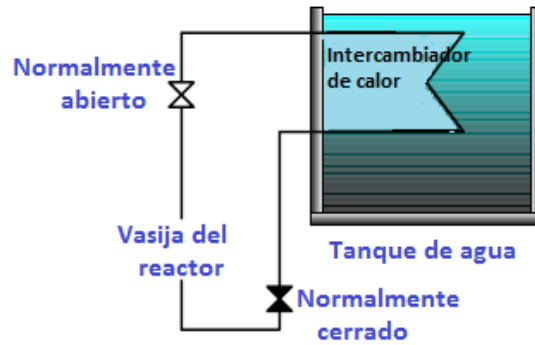


Figura 5.5 Intercambiador de calor pasivo para eliminación de calor residual

5.2.1.6 Condensadores pasivos aislados para enfriamiento del núcleo

Estos condensadores están diseñados para proporcionar refrigeración al núcleo del reactor de agua en ebullición (BWR) posterior a su aislamiento del disipador de calor primario, el conjunto turbina/condensador.

El calor se transfiere a la atmósfera a través del intercambiador de calor y un tanque de agua. El condensado regresa al núcleo por gravedad dentro de los tubos. Este es un sistema de seguridad pasiva Categoría D.

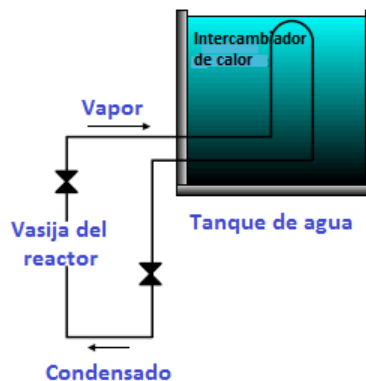


Figura 5.6 Condensadores pasivos aislados para enfriamiento del núcleo

5.3 Equipo de protección personal (EPP)

Los trabajadores pueden estar protegidos contra las radiaciones ionizantes, mediante el uso de uno o una combinación de:

- Controles de ingeniería
- Métodos Administrativos
- Equipo de protección personal (EPP)

Siempre que exista una exposición ocupacional a la radiación ionizante, es necesaria una evaluación previa de los riesgos radiológicos a fin de considerar la necesidad de clasificar la zona de trabajo. Los lugares de trabajo se designan como zonas controladas si las medidas de protección específicas o disposiciones de seguridad son o podrían ser necesarias para; controlar las exposiciones o prevenir la propagación de la contaminación en las condiciones normales de trabajo y evitar o limitar la magnitud de las exposiciones potenciales.

El sistema de trabajo para un área designada debe incluir el uso de la EPP si su uso es razonablemente posible, y si es potencialmente útil para reducir las dosis a las que se trabajan en la zona o evitar la dispersión de la contaminación de la zona designada. Si el equipo de protección es necesario, el acceso a la zona debe ser restringido y el EPP se debe especificar como condición de entrada.

La extensión de las zonas controladas debe estar claramente definida. Siempre que sea posible, los límites deben coincidir con barreras fijas, como las paredes y las puertas de una habitación. Los avisos se publican para mostrar advertencias pertinentes para prohibir el acceso no autorizado.

5.3.1 Delantales para protección contra radiación penetrante

Los delantales son flexibles con un grosor de hasta 0.33 mm de plomo y están disponibles para proteger la parte superior del torso. La doble cara de los delantales protege el pecho y la espalda contra las radiaciones dispersas por detrás del cuerpo. Los delantales atenúan, en un 90%, las radiaciones de baja

energía, como los rayos X dispersos. Sin embargo, estos delantales son ineficaces contra los rayos X primarios más penetrantes y radiaciones gamma utilizados ampliamente en medicina nuclear, la radioterapia y la industria.

El uso de un delantal por períodos prolongados es agotador, por lo que en las prendas ya no se incorporan más blindaje. Los delantales pueden alentar el trabajo y por lo tanto dar lugar a exposiciones a dosis personales más altas.

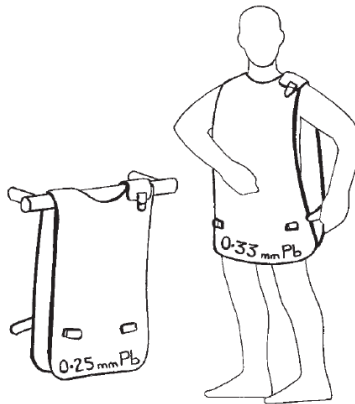


Figura 5.7 Delantales para protección

5.3.2 Guantes protectores y otros blindajes contra radiación penetrante

Los guantes y mangas protectoras contienen hasta 0.33 mm de plomo. El uso de los guantes reduce la destreza y, si se usa inadecuadamente, dará lugar a la prolongación de la exposición.

Las mangas son flexibles y cuando se utiliza como blindaje local, proporcionan una buena cobertura de las extremidades. Un doble espesor proporciona una mejor protección contra la exposición externa y deja los dedos libres para llevar a cabo la tarea en el menor tiempo y con la dosis mínima de exposición.

5.3.3 Batas de laboratorio para protección contra la contaminación radiactiva

Las batas de laboratorio están hechas de algodón o de fibras sintéticas y se utilizan comúnmente en los laboratorios de investigación y departamentos de

hospitales donde hay un riesgo de contaminación radiactiva menor. Las condiciones de inflamabilidad es un factor en la selección de la tela.

Las chaquetas cortas y blusas no protegen la parte inferior del cuerpo, por lo que la longitud de las batas debe de garantizar que los derrames o salpicaduras de sustancias radiactivas no contaminen la ropa que está debajo. Las batas que se sujetan a lo largo del hombro ofrecen una mejor cobertura. Utilizar velcro, en lugar de botones, permite que la prenda se elimine más fácilmente después de un derrame. Se puede obtener protección adicional con el uso de un delantal o babero de plástico desechable sobre la bata cuando hay un aumento en el riesgo de contaminación.

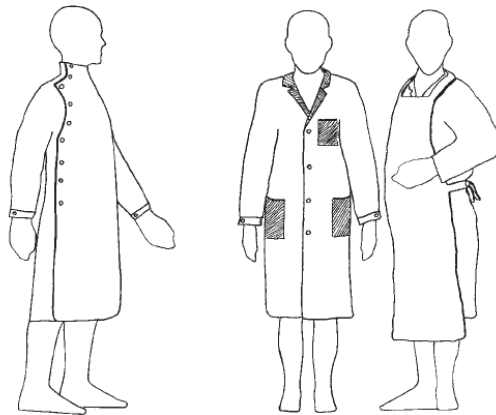


Figura 5.8 Batas de laboratorio de protección contra contaminación radiactiva

5.3.4 Trajes industriales para protección contra contaminación radiactiva

Se utilizan trajes tipo overol o trajes impermeables en los establecimientos industriales para protección contra la contaminación radiactiva de las partes del cuerpo cubiertas por la ropa. Los trajes están disponibles con o sin capucha para permitir el uso de diferentes tipos de EPR (Equipo de Protección Respiratoria).

Los trajes pueden ser descontaminados antes de removerse, si esto no representa ningún peligro, para evitar la transferencia de contaminación. También pueden ser rociados con un fijador, dentro de un área de descontaminación. Las costuras, en

particular, deben ser revisadas cuidadosamente para asegurarse de que hayan sido descontaminadas.

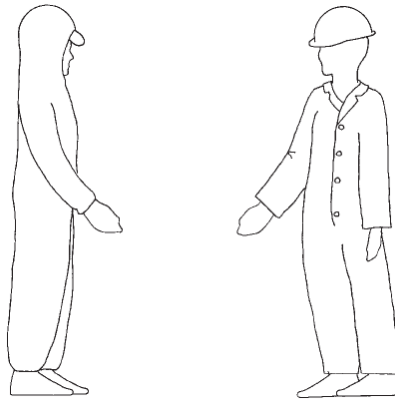


Figura 5.9 Trajes industriales para protección contra contaminación radiactiva

5.3.5 Trajes de protección

Una lista de los niveles de rendimiento, preferiblemente en una tabla de rendimiento, ayuda a elegir el traje más apropiado para el trabajo previsto.

Tipo de traje	Contaminación esperada de la superficie				Contaminación esperada en el aire			
	Sólido		Líquido		Aerosol		Gas	
	Bajo	Alto	Bajo	Alto	Débil	Alto	Débil	Alto
A No ventilado No presurizado Tela permeable o no tejida	✓ +R				✓ +R			
B No ventilado No presurizado Tela impermeable	✓ +R	✓ +R	✓ +R	✓ +R	✓ +R		✓ +R	
C Ventilado Impermeable	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	
D Ventilado Impermeable	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓	✓

Tabla 5.1 Clasificación de los trajes de protección de acuerdo a su uso

Notas

✓ = Tipo de ropa adecuada.

+ R = Usar junto con EPR apropiado dependiendo las condiciones específicas.

Tipo C = El aire escapa libremente a través de las mangas y costuras.

Tipo D = Equipado con dispositivos de escape como válvulas o filtros; presurizado.

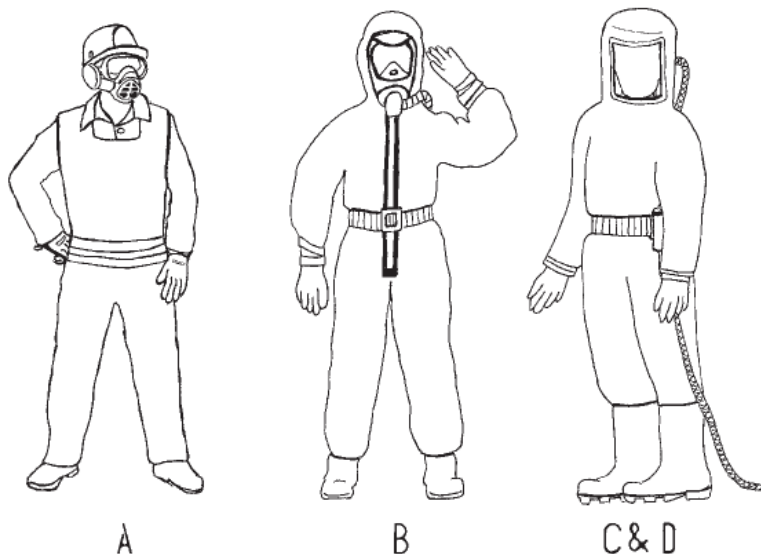


Figura 5.10 Trajes de protección de diversos tipos que ofrecen distintos grados de protección

5.3.6 Guantes de protección contra contaminación radiactiva

Existen una amplia gama de guantes protectores desechables de polietileno de peso ligero o los guantes hechos de otros materiales sintéticos, fibras de elastómeros, cuero, minerales, fibra de vidrio o una mezcla de materiales. Están disponibles en diferentes tamaños o se estiran para adaptarse, como los guantes largos que se extiende por encima de los codos o las pequeñas manoplas que cubren sólo los dedos y el pulgar y son elementos independientes y desmontables de un traje de protección.

Los guantes de cloruro de polivinilo de peso ligero (PVC) o látex de caucho natural, tipo guante de cirujano, pueden ser adecuados para uso en laboratorio

donde es necesario contar con la máxima sensibilidad y flexibilidad. Guantes de peso pesado de PVC son adecuados en un entorno industrial duro. Tienen la función de formar una barrera contra la contaminación, así como proteger contra otros agentes nocivos presentes tales como disolventes, productos químicos.

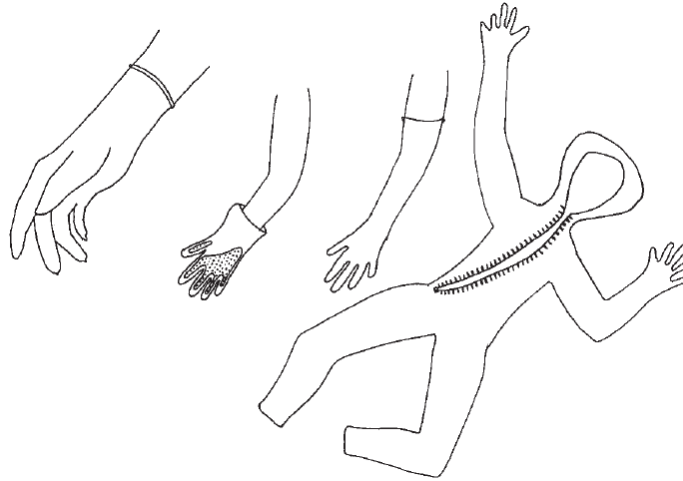


Figura 5.11 Tipos de guantes de protección contra contaminación radiactiva

5.3.7 Calzado de protección contra contaminación radiactiva

Las cubre zapatillas permiten que el calzado personal pueda ser usado en áreas donde existe el riesgo de un derrame o goteo menor.

Los zapatos de plástico son más caros y duraderos, pero posiblemente menos eficaces, ya que, no cubren completamente el calzado personal y no proporcionan un ajuste especialmente sobre los talones (C). Los chanclos tela (A) con suela dura y botines (B) sujetos en la rodilla mediante un elástico o con cordones ofrecen opciones más baratas. En un entorno industrial, donde se requiere que el calzado cuente con puntera de acero se puede contar zapatos de seguridad (D) o botas de instalador (E). Es preferente que las botas de seguridad (F) sean de caucho, en lugar de cuero, para facilitar la descontaminación o para llevar a cabo el trabajo en ambiente húmedo.

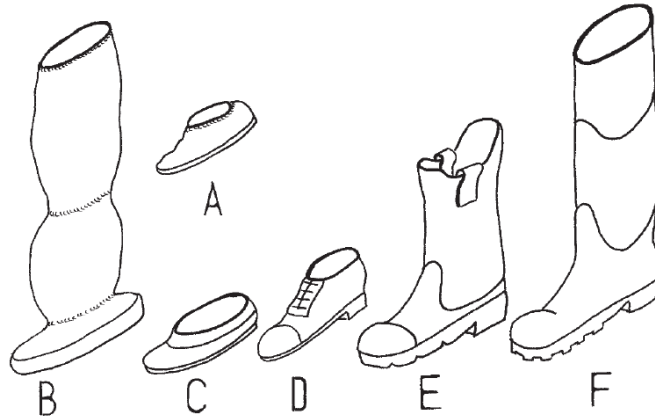


Figura 5.12 Calzado de protección contra la contaminación radiactiva.

5.3.8 Equipo de protección respiratoria (EPR)

El equipo de protección respiratoria se divide en dos categorías.

Los respiradores purifican el aire mediante la filtración de partículas como polvo o bajas concentraciones de gas o vapor.

- Respiradores de careta filtrante
- Respiradores de media máscara
- Respiradores de cara completa
- Respiradores equipados con un ventilador y un filtro para suministrar aire a una media máscara, la máscara de cara completa, visera, capucha o casco, blusa, medio traje o traje completo

Equipo de respiración que proporciona aire limpio de una fuente independiente, sin contaminar.

- Equipos de toma de aire fresco
- Equipos de aire comprimido de flujo constante
- Un aparato de respiración que incluye máscaras de cara completa y trajes completos suministrados por aire comprimido

Todos los EPR pueden ser usados en condiciones de contaminación por partículas de baja concentración. Los vapores y gases radiactivos pueden restringir la elección de cierto tipo de equipo, así como una protección adecuada contra los contaminantes en altas concentraciones depositados en la atmósfera donde un equipo de respiración completo puede ser la única opción. El gas de tritio tiene una alta difusividad y requiere consideraciones especiales para evitar su inhalación, ingestión o absorción a través de la piel.

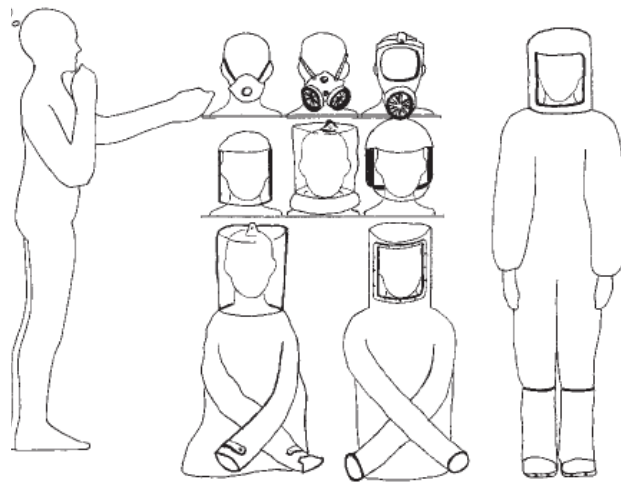


Figura 5.13 Diversos tipos de equipo de protección respiratorio

5.4 Manejo de residuos radiactivos

La mayoría de los residuos radiactivos provienen de la producción de energía eléctrica y de actividades militares. Sin embargo, también se generan en hospitales por el uso de estos materiales en el diagnóstico y tratamiento de enfermedades así como para esterilizar material médico, en universidades donde son utilizados para investigaciones biológicas, químicas e ingeniería, en la agricultura donde aplicaciones nucleares han ayudado a producir cultivos que son más resistentes a la sequía y enfermedad.

Todos los desechos radiactivos (sólido, líquido y gas) son potencialmente peligrosos para la salud, por lo que se deben de manejar de manera segura para proteger a la población y al medio ambiente. Un buen manejo de los residuos

comienza antes de que se hayan generado; el punto de partida de todas las actividades que producen residuos radiactivos es evitar o reducir la generación de estos en. Minimizar la generación de residuos primarios reduce la cantidad de residuos que deben eliminarse.

5.4.1 Tipos de residuos radiactivos

La principal consideración para definir y clasificar los residuos está basada en la seguridad de la eliminación a largo plazo. Los residuos se clasifican de acuerdo al riesgo potencial y esto determina la contención y aislamiento necesario.

Dentro del sector de la energía nuclear, una clasificación aproximada divide los residuos nucleares en baja, mediana y residuos de alta actividad. Los principales criterios para determinar el tipo de residuos se derivan del contenido radiactivo y la vida media, es decir, el tiempo necesario para que los residuos pierdan la mitad de su radiactividad.

5.4.1.1 Residuos de baja y mediana actividad

Los residuos de baja y media actividad (RBA, RMA) se derivan principalmente del mantenimiento de las instalaciones y las operaciones de rutina. Los residuos de baja pueden ser la ropa contaminada, como cubiertas protectoras de zapatos, barridos de los pisos, papel y plástico. Residuos de nivel intermedio puede ser residuos del tratamiento de agua del reactor y filtros de tratamiento de agua utilizados para la purificación de agua de refrigeración de un reactor. Los residuos de baja y media actividad comprenden el 97% del volumen, pero sólo el 8% de la radiactividad de los residuos radiactivos.

5.4.1.2 Residuos de alta actividad

Los residuos de alta actividad (RAA) consisten principalmente en el combustible gastado de los reactores. Algunos países reciclan el combustible gastado que da lugar a otros tipos de residuos de alta actividad. Cuando el combustible gastado es declarado como residuo, presenta un riesgo radiológico considerablemente alto que requiere un aislamiento del medio ambiente durante un largo periodo de

tiempo. A causa de la radiactividad y del calor generado, estos residuos deben ser resguardados y enfriados.

El combustible gastado está conformado por 95-96% de uranio con un enriquecimiento igual o ligeramente superior al del uranio natural, 1% de plutonio, 0.1% otros actínidos y 3-4% de los productos de fisión. El uranio y el plutonio pueden ser potencialmente reutilizados para el nuevo combustible nuclear.

Existen dos estrategias de manejo del combustible nuclear gastado. En uno el combustible se vuelve a procesar para extraer material utilizable (uranio y plutonio) para el nuevo combustible. En la otra, el combustible gastado se considera simplemente un desperdicio y se almacena para su posterior eliminación. Si el combustible gastado se vuelve a procesar, se envía a una instalación de reprocesamiento donde los elementos combustibles y las varillas del combustible se cortan en trozos, estos se disuelven químicamente, y la solución resultante se separa en cuatro: uranio, plutonio, desechos de alta actividad y otros residuos del proceso. En términos de refrigeración y el blindaje los residuos de alta actividad, que contiene los productos de fisión y los actínidos, deben ser manejados de manera similar al combustible gastado.

Actualmente Francia, Rusia y Japón reprocesan la mayoría de su combustible gastado, mientras que Canadá, Estados Unidos, Finlandia y Suecia han optado por la eliminación directa.

En 2011, se generaron alrededor de 10,500 toneladas de metales pesados (tMP) como residuos de combustible gastado de los reactores nucleares. El monto acumulado de combustible gastado descargado hasta diciembre del 2011 fue de aproximadamente 350,500 tMP, de los cuales alrededor de 240,000 tMP fueron almacenados, el resto fue reprocesado. IAEA 2012

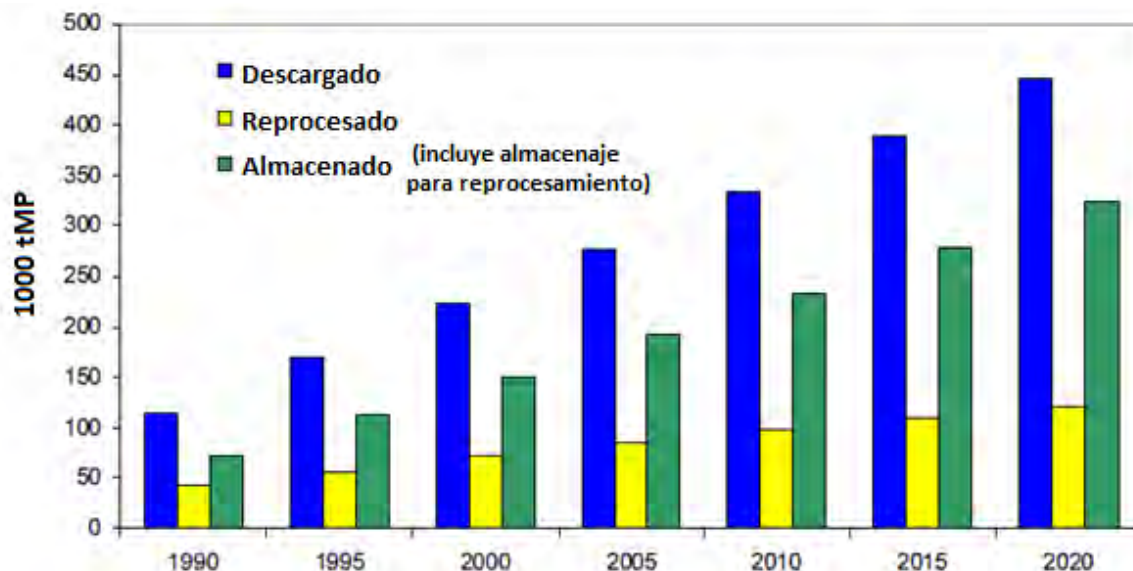


Figura 5.14 Valor histórico y proyectado de combustible gastado descargado, reprocesado y almacenado. Fuente: IAEA, 2012

5.4.1.2.1 Almacenamiento del combustible gastado

Independientemente de la estrategia elegida, el manejo del combustible gastado siempre implica un período durante el cual es almacenado. La vida útil de un elemento combustible en el núcleo de un reactor en funcionamiento es generalmente de 3 a 7 años. En el momento en que se retira del núcleo es altamente radioactivo y genera tanto calor como radiación, principalmente radiación gamma y neutrones.

Para el enfriamiento inicial y blindaje, el combustible gastado necesita ser almacenado bajo el agua de las piscinas de almacenamiento en la instalación del reactor, directamente después de ser retirado del reactor y antes de ser transportado fuera del sitio. Este período de almacenamiento inicial dura mínimo de 9 a 12 meses para permitir que tanto el nivel de radiación y el nivel de calor decaiga lo suficiente. En la mayoría de los casos el combustible gastado se almacena en estas piscinas durante varios años, a veces hasta decenas de años, dependiendo de las capacidades de almacenamiento de las piscinas. Con el tiempo, tanto la radiactividad como la refrigeración necesaria disminuyen.

Generalmente las piscinas tienen una profundidad de 15 a 20 metros, aunque solo se requieren de 2.5 metros de agua para blindar la radiación. Se deja un margen extra de casi 8 metros por encima de los elementos combustibles para permitir las maniobras de reacomodamiento de los mismos dentro de la piscina, además de que permite su observación, control y registro ante los tratados internacionales.

Si el combustible va a ser reprocesado, se transporta a una planta de reprocesamiento donde queda almacenado en las piscinas buffer antes de ser introducido en el proceso. Las plantas de reprocesamiento modernas tienen piscinas buffer de grandes capacidades de almacenamiento.

Se utilizan dos tecnologías de almacenamiento hoy en día: el almacenamiento húmedo en las piscinas o el almacenamiento en seco en bóvedas o barriles. El almacenamiento en piscina es una tecnología madura, se cuentan con más de 50 años de experiencia, y es probable que continúe vigente durante muchos años. Sin embargo, existen retrasos en la ejecución de depósitos geológicos y de reprocesamiento, así que el almacenamiento del combustible gastado durante períodos prolongados sigue siendo una opción viable considerando periodos de almacenamiento de 100 años o más. Si bien no se prevén problemas importantes con el almacenamiento en piscinas por periodos prolongados, es importante monitorear estas instalaciones para evitar cualquier inconveniente. El almacenamiento de combustible gastado en seco es una tecnología joven que se ha desarrollado en los últimos veinte años. La disipación de calor es más limitada a comparación con el almacenamiento en piscinas. Tiene la ventaja de ser modular, lo que reduce la inversión y los costos de operación y mantenimiento. Las instalaciones de almacenamiento en seco utilizan una variedad de configuraciones que incluyen bóvedas modulares y barriles.

5.4.1.2.2 Eliminación del combustible gastado y residuos de alta actividad

Las características que rigen la eliminación del combustible gastado y desechos de alta actividad están relacionadas a la larga duración de la radiactividad, la generación de calor, y el nivel de radiación. La generación de calor limita la

cantidad de residuos que se pueden eliminar en un volumen dado de roca. Los altos niveles de radiación requieren sistemas de manipulación a distancia y contar con un alto nivel de protección. Debido al tiempo de vida media del material radiactivo requiere un depósito o almacén por miles de años.

El principal objetivo del diseño de depósitos o almacenes geológicos es confinar y aislar los residuos del medio ambiente. Estos depósitos son seguros pasivamente. El combustible gastado o RAA son encapsulados en un contenedor hermético con una vida útil muy larga. Las condiciones en el depósito permitirán que el contenedor permanezca intacto el mayor tiempo posible, como la estabilidad mecánica, condiciones geoquímicas estables y el movimiento del agua subterránea despreciable evitan el contacto de agentes corrosivos con los contenedores.

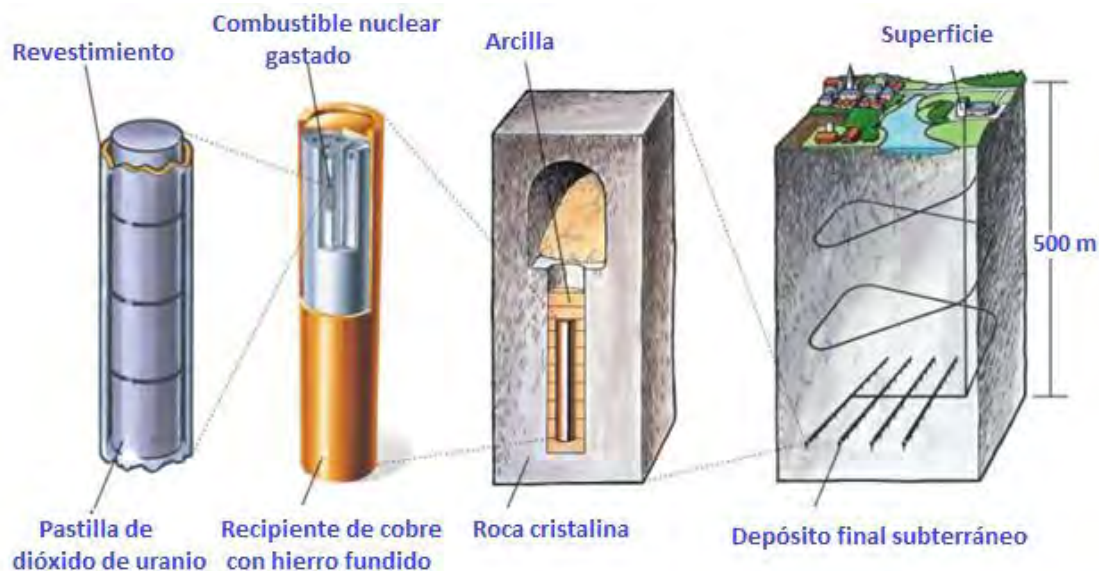


Figura 5.15 Eliminación multi barrera de combustible nuclear gastado

Capítulo 6

Impacto ambiental y social de la desalación nuclear

6.1 Impacto marino

La desalación puede afectar el medio ambiente marino a través de dos grandes fases de funcionamiento. La admisión, captación o entrada de agua de mar y la descarga de efluentes. Ambos procesos son conocidos en la industria de la energía nuclear y presenta preocupaciones similares para la industria de desalación. Sin embargo, la ubicación dual implica problemas adicionales que deben ser abordados, tales como la alta salinidad y la composición química de la descarga de salmuera.

6.1.1 Admisión de agua de mar

Independientemente de si los sistemas de admisión de agua de mar son compartidos por una desaladora y una planta de energía nuclear o no, se debe garantizar el suministro de una cantidad suficiente de agua para su funcionamiento ininterrumpido

6.1.1.1 Admisión directa

La admisión directa es conocida como toma abierta o de superficie. Cualquier planta de desalación puede aplicarla, típicamente es usada para capacidades superiores a 20,000 m³/d de agua de alimentación. En los procesos de destilación (MED y MSF) cuyo rendimiento no es muy sensible a la calidad del agua, se pueden utilizar los canales abiertos para el consumo de agua de mar. Los procesos de membrana, como la ósmosis inversa, son mucho más exigentes en lo que respecta al agua de alimentación. Sin embargo, para ambos tipos de procesos de desalación la calidad del agua de alimentación tiene que ser lo más constante posible, en términos de temperatura y composición. Es usual colocar el punto de entrada de agua de alimentación ya sea en áreas protegidas naturalmente, es decir bahías, o en aguas más profundas lejanas a la costa.

Las tomas son estructuras complejas que pueden llegar a más de 3,000 metros de longitud. Independientemente de las pantallas y los filtros que se utilizan, las tomas abiertas se encuentran lejos de las fuentes de contaminación; como la descarga de salmuera, los puertos, las aguas residuales, los vertidos de hidrocarburos y las rutas de navegación a fin de evitar la influencia negativa en el procedimiento de pre-tratamiento y los costos asociados.

Grandes plantas de desalación y nucleares, generalmente, utilizan sistemas directos de admisión de agua, ya que, a diferencia de los sistemas indirectos, puedan garantizar la entrada de grandes cantidades de agua. Sin embargo, el bombeo del agua de mar puede causar una gran fuerza de succión y el aumento de la velocidad del agua cerca de las aberturas de admisión, las cuales tienen una correlación directa con la tasa de mortalidad para los organismos marinos.

Las pantallas de agua itinerantes son el tipo más antiguo y el más convencional de los equipos de admisión. Sus principales características son los paneles de malla de alambre rotatorios con aberturas de 6 a 10 mm. Las pantallas pueden ser localizados ya sea en tierra o costa fuera, a lo largo de la línea de ingesta de agua. Una vez en unas pocas horas, se aplica la limpieza mecánica con un fuerte chorro de agua para la eliminación de los desechos que se reunieron en la superficie del panel o pantalla.

Los requisitos de la EPA (Environmental Protection Agency) de Estados Unidos establecen que para reducir la mortalidad de los organismos de agua, las pantallas itinerantes no pueden ser la única tecnología aplicada. Algunas modificaciones de este tipo introdujeron la pantalla itinerante Ristroph, con cubos que contienen a los organismos marinos, donde son retirados y devueltos a su medio ambiente, y una malla fina que evita que los organismos traspasen la pantalla.

Las pantallas pasivas son un nuevo desarrollo de pantallas que se pueden encontrar en diferentes formas: plana, curvada y cilíndrica. Tienen un tamaño de

malla de 0.5 a 10 mm y evita que los organismos que sobrepasen este tamaño ingresen en el sistema de admisión.

Las bombas de la toma de los sistemas de admisión directos también pueden tener influencia sobre la mortalidad de los organismos marinos. Estas bombas de velocidad variable se utilizan para reducir el flujo de admisión del agua de alimentación cuando la demanda es menor. Al reducir el volumen de admisión, que también se refleja en una velocidad de entrada más baja, también se reduce la cantidad de material indeseable en el agua de alimentación. La obstrucción de las rejillas de admisión y tuberías, ya sea por desechos o por organismos marinos, puede causar un aumento en la velocidad de entrada y la fuerza de succión, contribuyendo a la acumulación de biomaterial en la infraestructura de la alimentación.

Todas las instalaciones de desalación nuclear, hasta ahora, han utilizado un sistema de admisión directa de agua de mar para proporcionar refrigeración y agua de alimentación para el proceso de desalación.

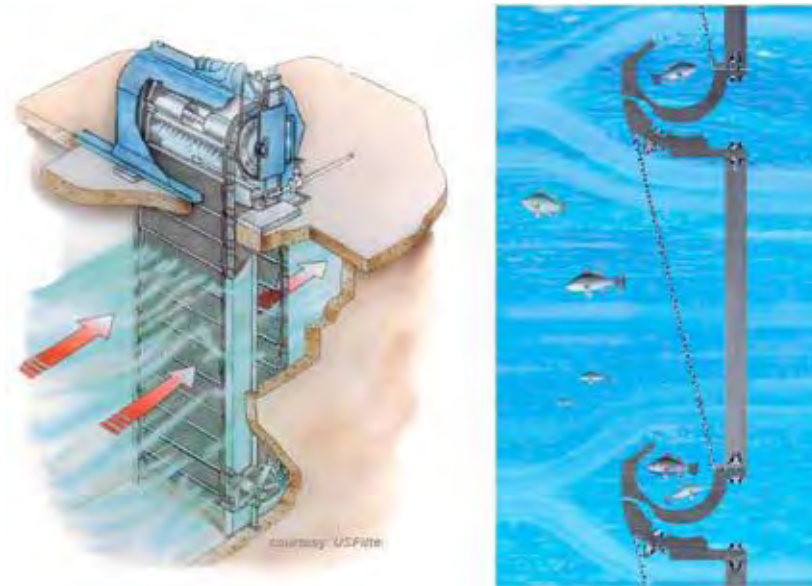


Figura 6.1 Pantalla itinerante (izquierda) y pantalla itinerante Ristroph (derecha)

6.1.1.2 Admisión indirecta

El diseño de los sistemas indirectos puede proporcionar una mayor calidad de agua de alimentación en comparación con la toma directa. Actúa como un pre-filtro para el agua de mar mediante la eliminación de sólidos y la temperatura de entrada permanece casi constante. Por otra parte, la admisión indirecta cuenta con dos ventajas, sobre la admisión directa, que buscan evitar el daño a la vida marina. En primer lugar, la capa porosa en los tubos de admisión asegura que un número mínimo de organismos marinos entrará en el sistema de admisión, proporcionando una barrera física eficaz, así como un filtro para el plancton, larvas, huevos de peces, entre otros. En segundo lugar, las bajas velocidades del agua resultantes de la gran superficie de admisión y la limitada permeabilidad de los fondos marinos no generan una fuerza de succión suficientemente grande como para restringir la libre circulación de los organismos. También una ventaja adicional es el hecho de que no se interfiere con la navegación en aguas costeras.

Los primeros sistemas de admisión indirectos aplicados fueron los pozos de playa, ya que son la solución más simple desde el punto de vista de diseño. Un pozo de playa típico consiste en cubiertas o carcazas, interior y exterior, perforadas con un gran número de ranuras de 0.3 a 0.7 mm. Por lo general, los pozos se colocan cerca de la orilla del mar, donde la mayor cantidad de agua de mar puede ser recolectada, sin embargo, la capacidad máxima es de 4,000 m³ por día, dependiendo de la hidrogeología del sitio.

Los pozos colectores horizontales son un desarrollo adicional de los pozos de playa, cuentan con tubos de estiramiento con un patrón radial desde la parte inferior del pozo enterrado bajo el fondo marino en las zonas de agua salobre. Dicha construcción proporciona capacidades de ingesta significativamente más altas. Se trata de varias capas de piedra machacada, grava y arena que actúa como filtro de agua de mar en la parte superior de los tubos de 200 y 300 mm de diámetro. Los colectores horizontales perforados consisten en tubos porosos que se insertan en orificios perforados de 5 a 10 metros en las estructuras geológicas bajo el fondo marino. Estos colectores se han utilizado en procesos de desalación

con capacidades de salida aproximadas de 100,000 m³/d, demostrando ser opción viable, incluso cuando se compara con la alimentación directa.

El sistema de admisión indirecta se ha considerado como una opción viable, incluso para las instalaciones de desalación más grandes, aunque todavía no es ampliamente utilizado hoy en día. Cuenta con ventajas operativas tales como tasa de ensuciamiento más baja y menor uso de productos químicos, así como mejores parámetros de calidad del agua de mar, como la temperatura y los valores de pH. También el impacto ambiental de los sistemas indirectos es mucho menor, ya que cumple con las regulaciones ambientales que cada vez son más restrictivas.

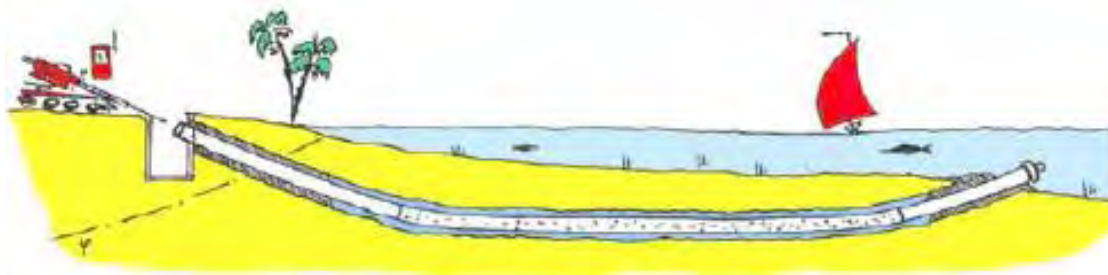


Figura 6.2 Pozo colector horizontal

6.1.1.3 Vías de impacto ambiental

Teniendo en cuenta que el agua de mar es un hábitat rico en biodiversidad, los sistemas de admisión, especialmente los directos, se convierten en un motivo de preocupación en cuanto a su impacto ambiental. Este impacto es más difícil de identificar y cuantificar en comparación con el impacto de descarga. Hay dos vías principales de daño ambiental a los organismos marinos: arrastre e impacto.

El arrastre se refiere a organismos que han pasado a través de las aberturas de las rejillas de admisión de agua de mar. Debido a las presiones extremas a las que serán sometidos los organismos, colisión con las piezas de la bomba, las altas temperaturas, así como los químicos que se utilizan para prevenir la contaminación biológica, se considera que el arrastre es mortal para todos los organismos.

El impacto se produce cuando las formas de vida marina quedan atrapadas en contra de los filtros de entrada por la fuerza de succión y la velocidad del agua. Las especies experimentan hambre, agotamiento e incluso asfixia, que no los hacen sucumbir, necesariamente, a la muerte inmediata. Sin embargo, frecuentemente el impacto afecta letalmente a organismos marinos, si no mueren por lesiones causadas por la colisión con la pantalla o asfixia al ser atrapados, hay una posibilidad de que funciones vitales de estos organismos, que fueron devueltos, se dañarán. El impacto suele afectar a los más grandes; peces, invertebrados y mamíferos pueden quedar atrapados y asesinados en las pantallas de entrada. Para los organismos más pequeños, como el fitoplancton y el zooplancton, huevos de peces y larvas, esporas de algas, las algas y pastos marinos, el arrastre es de mayor preocupación. Dependiendo del tamaño de la malla de la pantalla, el arrastre o el impacto, tendrá mayor influencia en la vida marina.

Existen tecnologías que se han aplicado con éxito o que están siendo probadas con prometedores resultados en la reducción de los efectos de impacto y arrastre.

6.1.1.4 Mitigación del impacto ambiental por admisión de agua de mar

El actual estándar de la EPA de Estados Unidos establece que la mejor tecnología disponible debe ser utilizada con el fin de lograr la reducción de impacto entre un 85-95% y la reducción de arrastre entre 60- 90%.

Para reducir el arrastre y el impacto de choque se debe evitar los sistemas que ofrecen inevitablemente esos efectos. Por lo que se recomienda tomas indirectas y sub superficiales siempre que sea posible. También es conveniente cambiar los sistemas de refrigeración de un paso, en plantas de energía, por sistemas de refrigeración cerrados que requieren menor cantidad de agua. Por ejemplo, las plantas de desalación nuclear de baja capacidad utilizan torres de refrigeración que requieren sólo del agua de reposición para el sistema de refrigeración y de agua de alimentación para el proceso de desalación. Estas relativamente pequeñas necesidades de ingesta pueden ser satisfechas con los sistemas de

admisión indirectos lo que permite períodos costos de operación y mantenimiento más bajos.

En ese caso de que los sistemas de admisión directos sean la única solución capaz de proporcionar la cantidad necesaria de agua de alimentación para plantas de desalación que son grandes productoras de agua dulce, se recomienda que las tomas directas deben estar ubicadas en las zonas de actividad biológica más baja, lejos de las vías de migración de organismos, así como de refugio temporal y zonas de desove de algunas especies. Por lo general, estos lugares incluyen las zonas más profundas, a veces a kilómetros de la costa, con una salinidad más alta, pero la temperatura del agua es menor por pocos grados.

6.1.2 Eliminación de efluentes

La producción de agua potable a partir de agua de mar requiere la exclusión de sólidos suspendidos y disueltos. Estos sólidos, junto con el agua sin procesar y los productos químicos añadidos en la etapa de pre-tratamiento, forman la descarga de salmuera, con una densidad y concentración de sólidos mayor.

Al igual que con cualquier planta de un solo propósito o dual, las propiedades de descarga de la planta de desalación nuclear pueden ejercer presión adicional a las variaciones de las condiciones del hábitat aunados a la admisión.

El aumento de las temperaturas de la salmuera que afectan al medio marino son un problema principalmente para los procesos de destilación, que tienden a disipar una gran cantidad de energía térmica en las aguas receptoras. Las centrales nucleares también tienen un efecto grande a través del agua de enfriamiento con altas temperaturas de descarga.

6.1.2.1 Descarga superficial

La descarga superficial es el método más común, debido a que es barato y sencillo. Se libera una alta salinidad a la costa que aporta una flotabilidad negativa, positiva o neutra en el agua receptora. También la descarga superficial en la zona de mareas puede ponerse en práctica aprovechando la energía

turbulenta de estas, sin exceder la capacidad de mezcla y transporte de salmuera. La salmuera también puede ser diluida antes de la descarga, mediante la mezcla con una corriente de alcantarillado o aguas residuales. Las descargas de las plantas de energía son particularmente útiles para la dilución de salmuera antes de su eliminación a la superficie del mar.

Para las plantas que utilizan un sistema de enfriamiento de un paso, incluyendo las plantas de desalación nuclear duales, el efluente de salmuera proveniente del proceso de desalación combinado con el agua cálida de refrigeración aportaría una flotabilidad positiva.

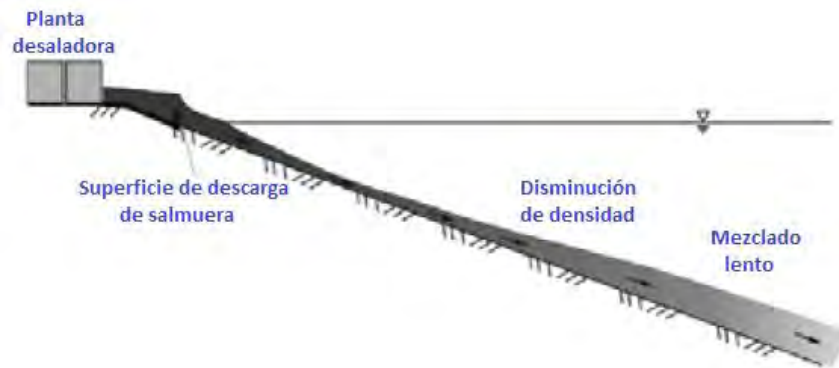


Figura 6.3 Descarga superficial

6.1.2.2 Descarga sumergida

La descarga sumergida consiste en tuberías de gran longitud que se extiende en el mar, más allá del hábitat costero, en zonas de baja actividad biológica. Las regulaciones ambientales relativas a las zonas de mezcla han contribuido al desarrollo adicional de enfoques de diseño para la mezcla rápida de la salmuera en el agua receptora. Se emplean difusores de descarga con chorros de alta velocidad situados en un cierto ángulo sobre la horizontal (30° a 45° , incluso 60°) para una dilución más rápida y eficiente.

Se puede emplear la inyección de salmuera en pozos profundos, ya sea en estructuras geológicas que van a contener el concentrado o bajo el fondo marino

para la difusión lenta. Se requieren de condiciones hidrogeológicas específicas, pero puede ser un método eficaz y viable de eliminación de salmuera debido a que la mezcla se produce por debajo del fondo del mar y la salmuera se disipa lentamente en el agua receptora.

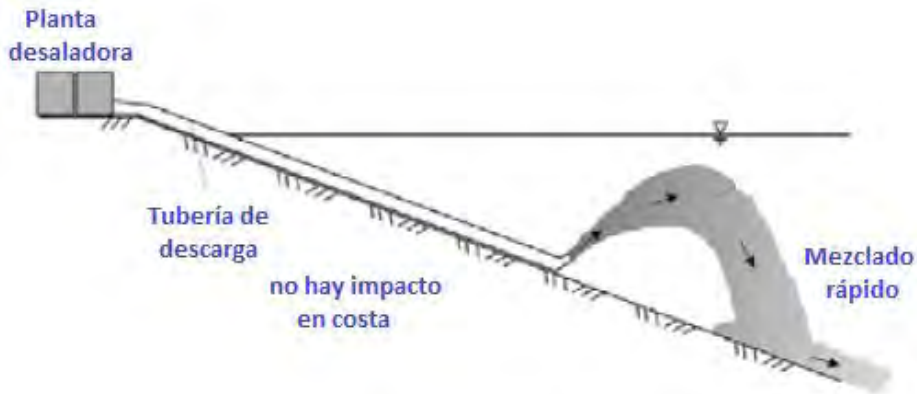


Figura 6.4 Descarga sumergida

6.1.2.3 Vía de impacto ambiental

Las condiciones del hábitat marino difieren considerablemente en función de la ubicación geográfica y la profundidad del mar. Los factores principales son la temperatura, la salinidad y el valor de pH del agua de mar. Estos factores están interrelacionados y varían a lo largo del año. Por lo tanto, con el fin de sobrevivir, cada especie marina ha desarrollado tolerancia en función de la magnitud de las variaciones en sus condiciones de hábitat. Sin embargo, el ritmo de estas variaciones es mucho más lento si se compara con los cambios repentinos derivados de la liberación de efluentes del proceso de desalación.

Dependiendo del proceso, la temperatura, el pH y la presencia de productos químicos y metales pesados pueden derivar en bajo contenido de oxígeno y turbidez del agua. Estos factores deben ser considerados, ya que, pueden causar efectos adversos sobre el medio ambiente de forma individual o en reacción uno con otro. También es importante tener en cuenta que la magnitud del impacto

puede no ser notable instantáneamente en los organismos marinos, pero puede causar efectos letales que tardan tiempo en manifestarse.

La principal preocupación en la descarga al mar de la salmuera, ya sea superficial o sumergida, es el aumento de la salinidad alrededor del punto de descarga. La importancia de este impacto está en correlación con la dependencia de organismos marinos en condiciones de salinidad. Los organismos marinos pueden ser definidos en función de su capacidad para tolerar las variaciones de salinidad de su medio ambiente, que afecta a la presión osmótica de los fluidos corporales. La franja de descarga será, en la mayoría de los casos, extendida en la parte inferior de la zona de descarga, lo que afecta principalmente la vegetación bentónica que suele ser muy sensible a los cambios en la salinidad.

La temperatura de descarga permitida y que no cuenta con importancia ecológica es de 1° C más alta que la temperatura inicial. Los corales están entre los organismos marinos más sensibles cuando se trata de aumentar la temperatura de su entorno, 2 o 3° C arriba de la temperatura normal de mar los pueden matar. Sin embargo, la temperatura de descarga térmica puede ser más alta, si el ecosistema receptor es capaz de soportar esos valores.

Las consecuencias y los efectos sobre la vida marina debido a las variaciones de pH no son muy bien conocidos. En general, los niveles de ácido en un intervalo de pH 6 a 7 no se consideran suficientes para provocar un deterioro en la calidad de agua de mar, pero las descargas resultantes de los procesos de limpieza pueden causar impactos medioambientales adversos si grandes cantidades de agua con valore de pH 2-3 o pH 11-12 son liberados en el mar.

Está demostrado que la disminución del pH reduce las tasas de calcificación en los arrecifes de coral tropicales al 7-40%. Los arrecifes de coral no deben ser sometidos a los efluentes con valores inferiores a pH 8.

Los metales pesados también pueden ser parte de la corriente de descarga debido a la corrosión de tuberías y superficies del condensador. Dependiendo de las aleaciones utilizadas, rastros de cobre, níquel, molibdeno, hierro, cromo, zinc,

entre otros metales pueden ser vistos, pero las concentraciones más altas son para el cobre y hierro. Los metales son muy importantes para el metabolismo y el funcionamiento de muchos organismos marinos, en trazas, pero en exceso pueden ser muy tóxicos por la formación de radicales libres peligrosos, por ejemplo, el cobre es altamente tóxico para las etapas críticas de la vida de los corales. El cobre y el plomo son especialmente perjudiciales para los corales.

El principal problema de las concentraciones de cobre, es la falta de dilución antes de su descarga. El cobre tiende a adsorber materia en suspensión y con ello se transporta en los sedimentos, en la cadena alimentaria a través de los organismos bentónicos y biológicos que se acumulan en los niveles tróficos superiores.

Además las altas temperaturas y la alta salinidad reducen la solubilidad del oxígeno en el agua de mar.

6.1.2.4 Mitigación del impacto ambiental por descarga de efluentes

Una opción conveniente es el uso de la salmuera en el comercio, para la extracción de materiales de valor o de la producción de sal, lo que elimina la necesidad de descargas en el mar o eliminación en tierra. Incluso si la cantidad de la salmuera supera los requisitos de las industrias, la reducción en cantidad asegurará un menor impacto ambiental de la descarga.

La ubicación de la descarga en el mar debe permitir la mezcla de la franja de descarga en la zona, independientemente de si se mezcla previamente con otros efluentes o no. Esto requiere de la selección de un sitio de descarga de aguas de alta energía. En ese sentido, incluso la descarga superficial, cerca de la costa puede resultar una solución ambientalmente aceptable siempre que exista suficiente capacidad de transporte en el lugar de descarga, la actividad biológica sea mínima y que los organismos en el área sean capaces de tolerar el cambio en la toxicidad y la salinidad.

Para un mezclado mejor y más rápido de la solución salina de descarga, es recomendable utilizar múltiples difusores posicionados en ángulo de 30 a 45° por encima de la horizontal y aproximadamente 2 metros por encima del fondo marino.

Se debe evitar la dilución con efluentes de aguas residuales, ya que, las aguas residuales se pueden reutilizar después de un tratamiento adecuado

En cuanto a los diferentes productos químicos utilizados en el pre-tratamiento y que se pueden encontrar en el efluente, se pueden reducir considerablemente si se utilizan sistemas de admisión indirectos.

Como una fuente de contaminación de metales pesados, la corrosión se debe evitar mediante el uso de materiales que son resistentes a la corrosión. La dilución no es considerada como una opción en la mitigación del impacto por corrosión, debido al hecho de que no es la concentración, sino más bien la carga de metales pesados, el principal problema para el medio ambiente marino. Se deben utilizar materiales en el intercambiador de calor que aseguren una no liberación de metales pesados en la descarga y también utilizar mayor cantidad de titanio en las secciones de la planta que funcionan a temperaturas elevadas. Los intercambiadores de calor termoplásticos no son recomendables en el circuito de acoplamiento nuclear con la planta de desalación debido a las malas propiedades de contención de tritio en los materiales plásticos. Inhibidores de la corrosión también pueden ser utilizados para este fin.

La mezcla de salmuera con otros efluentes es una de las soluciones más practicadas debido a la gran cantidad de agua que está disponible a través del sistema de enfriamiento de la central nuclear. El agua de refrigeración cuenta con la misma composición y contenido de sólidos disueltos que el agua de recepción, por lo que ofrece una opción de dilución que disminuye considerablemente la salinidad de la salmuera de descarga. También ayuda a disminuir el impacto por temperatura.

6.2 Impacto social

Se espera que la desalación nuclear tenga un impacto positivo en la sociedad, generando más agua dulce disponible y con ello la apertura de oportunidades para el mayor número de actividades relacionadas con el desarrollo. El agua desalada puede tener como objetivo reducir la brecha entre la oferta y la demanda como una nueva fuente de agua, además del agua ya disponible.

Arabia Saudita animado por la idea de la soberanía alimentaria, fue apoyada con subsidios para la agricultura debido a que las aguas subterráneas de los acuíferos tienen una tasa de reposición lenta. El resultado fue mucho más allá de la independencia alimentaria, pues Arabia Saudita se convirtió, en 1992, en el sexto país exportador de trigo del mundo, a pesar de contar con un clima árido donde se requiere dos o tres veces más agua para la agricultura que un país templado. Arabia Saudita planea llevar lentamente a su fin la producción de alimentos para el año 2016, y aunque su desarrollo no se basa en la producción de trigo, este caso es un recordatorio de los cambios drásticos que una sociedad pueda experimentar con disponibilidad de agua.

La desalación ofrece efectos positivos, como la diversidad de la oferta que mitiga los efectos del estrés hídrico prolongado o cuando se trata de la calidad del agua y el alivio de la escasez de agua. Además la disponibilidad de agua puede reducir los conflictos por los escasos recursos hídricos y puede crear riqueza a través del turismo, la industria y el crecimiento agrícola, que son actividades que ofrecen empleo

También se puede ver como sustituto de una fuente de agua y evitar el uso de fuentes de agua, que aunque sean accesibles, se encuentran. Por ejemplo, la contaminación de fuentes de agua tradicionales debido a la intrusión de plaguicidas en acuíferos subterráneos. La desalación puede suministrar agua de alta calidad, ayudando a prevenir las enfermedades transmitidas por el agua.

El impacto ambiental de la planta de desalación nuclear debe ser abordado adecuadamente a fin de no deteriorar las condiciones sociales existentes.

6.2.1 Aprobación pública

La aplicación de la desalación nuclear no depende únicamente de resolver los problemas técnicos y normativos. Al igual que con otros proyectos de desarrollo, la aprobación pública de la desalación nuclear es un factor importante en el éxito de su aplicación, ya que, los ciudadanos locales y las organizaciones no gubernamentales pueden influir en los organismos reguladores que a su vez pueden colocar varios obstáculos en el proceso de permisos.

Es de esperar que para la desalación nuclear, los problemas que aquejan la energía nuclear, así como los problemas que afectan a la desalación se suman, en lugar de mitigarse el uno al otro (como con los impactos marinos). Estos incluyen temas de salud pública y seguridad, la justicia y el impacto ambiental, la necesidad de suministro de agua y energía, así como las preocupaciones financieras.

La cuestión de la seguridad y la salud pública se debe principalmente a la utilización de la energía nuclear. Las preocupaciones sobre la seguridad de los reactores, la eliminación de los residuos radiactivos y la proliferación nuclear, siempre están asociados a la energía nuclear. El principal riesgo de una planta dual corresponde claramente a la unidad nuclear. Los problemas de seguridad de la planta de energía nuclear se manejan dentro de la llamada justificación de la seguridad nuclear, que constituye la base detallada de licencias para garantizar un nivel de seguridad adecuado. La planta desaladora influye en la seguridad de una central nuclear dependiendo del acoplamiento entre las dos instalaciones. Si la planta desaladora está acoplada a través del suministro de electricidad mediante una red eléctrica, en el caso de una planta de ósmosis inversa, prácticamente no existe ningún riesgo de seguridad adicional asociado con la ubicación dual.

Si la planta desaladora está acoplada a la unidad nuclear a través de calor, en el caso de una planta MED o MSF, no dan lugar a ningún riesgo adicional significativo, ya que, una planta desaladora acoplada térmicamente es parte del dissipador de calor de la planta nuclear. Un paro en la planta desaladora deriva en una pérdida parcial del dissipador de calor de la unidad nuclear, sin embargo, este

cambio transitorio está cubierto en la seguridad de la planta nuclear. El acoplamiento térmico no induce ningún riesgo de seguridad adicional significativo para la planta de energía nuclear, ya que tales riesgos pueden ser eliminados por completo mediante el diseño de medidas apropiadas. Por supuesto, esto tiene que ser comunicado claramente al público.

En el informe 297 del Eurobarómetro, en el 2008, "Actitud ante los residuos radiactivos" afirma que un aumento significativo en apoyo a la energía nuclear se registró en 17 de los 27 países de la Unión Europea, mientras que una disminución significativa de apoyo se observó en sólo dos países. De acuerdo con este informe se señaló que las personas que se consideran bien informadas sobre el tema de los residuos radiactivos son mucho más positivas sobre la producción de energía nuclear de las que se sienten mal informadas. Estos resultados indican que la disminución de los temores del público sobre la energía nuclear está estrechamente vinculada a la información disponible y que se presenta al público; cuanto más informado esté el público, tendrá más confianza acerca de su seguridad y mostrará más apoyo en temas de energía nuclear y, por supuesto, desalación nuclear.

Otros aspectos de la aprobación pública de desalación nuclear incluyen la justicia ambiental. En la última década, este es un tema importante en los proyectos que son objeto de escrutinio en los países desarrollados, y cada vez más en el mundo en desarrollo. Las consecuencias ambientales positivas y negativas deben distribuirse proporcionalmente para, de ser necesario, revisar cuidadosamente las partes interesadas y los impactos que la desalación nuclear tendría sobre ellos, así como la mitigación de los impactos adversos en el tiempo.

Capítulo 7

Análisis de ubicación de la planta dual

La selección del sitio para una planta de desalación en un país o región se rige principalmente por la escasez actual o proyectada de los recursos locales de agua para la población, la industria y la agricultura. La falta de disponibilidad de una fuente de energía adecuada en la ubicación podría apoyar la adopción de la desalación nuclear. Cuando se selecciona un reactor nuclear como fuente de energía para la desalación, se debe prestar especial atención a los efectos secundarios ambientales y de seguridad.

Se requiere, entre otras cosas, del estudio detallado del sitio ya que la ubicación de una desaladora convencional puede no satisfacer los requisitos de ubicación de una planta desaladora nuclear. El objetivo del estudio es la selección de sitios para minimizar el costo, el impacto ambiental y el riesgo para la población. El estudio también establecerá los insumos y servicios relacionados con el diseño de la planta.

Las principales actividades relacionadas a la ubicación de un proyecto de desalación nuclear se pueden dividir en dos etapas; estudio de la región donde se identifica uno o más sitios posibles, y la evaluación del sitio donde se toman en cuenta características sísmicas, meteorológicas e hidrológicas. Esta información se utiliza para preparar las especificaciones de diseño, relacionados con la ubicación, para ser consideradas en el diseño y construcción de las plantas.

7.1 Características y requerimientos del sitio

7.1.1 Ubicación del sitio e infraestructura

La distancia entre el centro de consumo y los posibles sitios es uno de los factores importantes que debe ser considerado. Para las plantas de desalación, ya sea nuclear o no, esta distancia suele ser más significativa que en las plantas de energía ya que el costo de transmisión de agua es mayor que el costo del transporte de electricidad. También, las condiciones topográficas, en particular,

zonas bajas y zonas elevadas, tienen un fuerte impacto en el costo de transportación de agua.

En una planta de desalación nuclear, la parte nuclear de la planta tiene una influencia muy fuerte sobre la ubicación del sitio, ya que, se debe contar con un adecuado suministro de agua para la refrigeración. Tanto la calidad del agua de refrigeración como la temperatura son factores relevantes en este sentido.

7.1.2 Efectos del sitio

Los efectos del sitio de la planta incluyen todos los fenómenos ambientales y eventos inducidos por el hombre que pueden afectar el rendimiento, la seguridad y la confiabilidad de la planta. Se deben tomar en cuenta condiciones oceanográficas y topográficas tales como la calidad del agua de mar y los eventos externos como terremotos, inundaciones, fenómenos meteorológicos extremos, accidentes aéreos y explosiones.

Todas las condiciones específicas del sitio que deben ser consideradas para las plantas de energía nuclear también se deben aplicar a las plantas de desalación nuclear:

- Características geológicas
- Sismología
- Vulcanismo
- Inundaciones
- Condiciones oceanográficas y topográficas

Las plantas de desalación de agua de mar nuclear utilizan agua de mar como alimento, tanto para la planta de desalación, como para el agua de refrigeración de la central nuclear, por lo general a través de una toma de corriente. La calidad del agua de mar y sus datos oceanográficos tienen una influencia en el costo de la planta de desalación y en su funcionamiento. Los parámetros importantes de calidad de agua de mar incluyen características radiológicas, físicas, químicas, biológicas y toxicológicas.

7.2 Análisis regional e identificación de sitios potenciales en México

Como ya se mencionó en el capítulo de generalidades, la sequía, la poca precipitación y los mantos acuíferos sobreexplotados se encuentran en la zona norte del país.

7.2.1 Sismicidad y vulcanismo

De acuerdo a la figura 6.1 se puede observar que el norte del país presenta una actividad volcánica despreciable. También cuenta con una actividad sísmica moderada.

La República Mexicana está dividida en cuatro zonas sísmicas donde:

- Zona A: no se tiene registro de sismos en los últimos 80 años
- Zona B y C: son zonas intermedias donde se registran sismos poco frecuente.
- Zona D: se han reportado grandes sismos y la ocurrencia de estos es frecuente



Figura 7.1 Zonas sísmicas y volcánicas del país.

Fuente: INEGI

7.2.2 Matriz de localización

Con la información de las zonas que presentan sequía, mantos acuíferos sobreexplotados, actividad sísmica y volcánica baja se pueden acotar los potenciales estados donde se puede ubicar la planta.

Factores a considerar		Baja California Sur	Sonora	Tamaulipas	Veracruz	Sinaloa
Baja actividad sísmica	35	4	4	5	5	4
Región con sequía o región cercana	20	3	4	3	2	3
Región con costa	35	5	5	5	5	5
Manto acuífero sobreexplotado	10	4	5	1	0	1
	100	415	445	420	390	385

Tabla 7.1 Matriz de localización

7.3 Características del sitio seleccionado en la matriz de localización

Como se puede observar en la matriz de localización, Sonora es un sitio potencial para la ubicación de la planta dual.

Huatabampo es un municipio ubicado al sur del estado, cerca de la frontera con Sinaloa, que es otro estado afectado por la sequía. Es importante mencionar que el sur de Sinaloa presenta baja actividad sísmica.

El territorio del municipio de Huatabampo está conformado por una planicie que es de poca inclinación y que va de este a oeste; llega a su término en las orillas del

Golfo de California, tienen una altura de 10 metros sobre el nivel del mar. No existen terrenos escarpados. En la parte sur, sólo algunos cerros de poca elevación.



Figura 7.2 Mapa del estado de Sonora

Analizando el mapa del municipio de Huatabampo, las localidades potenciales donde la planta dual puede estar localizada son; Salinas, Santa Bárbara, Medano Blanco y Bachobampo.

Al sur de Huatabampo, se encuentran aeropuertos, por lo que ya no es una zona conveniente.

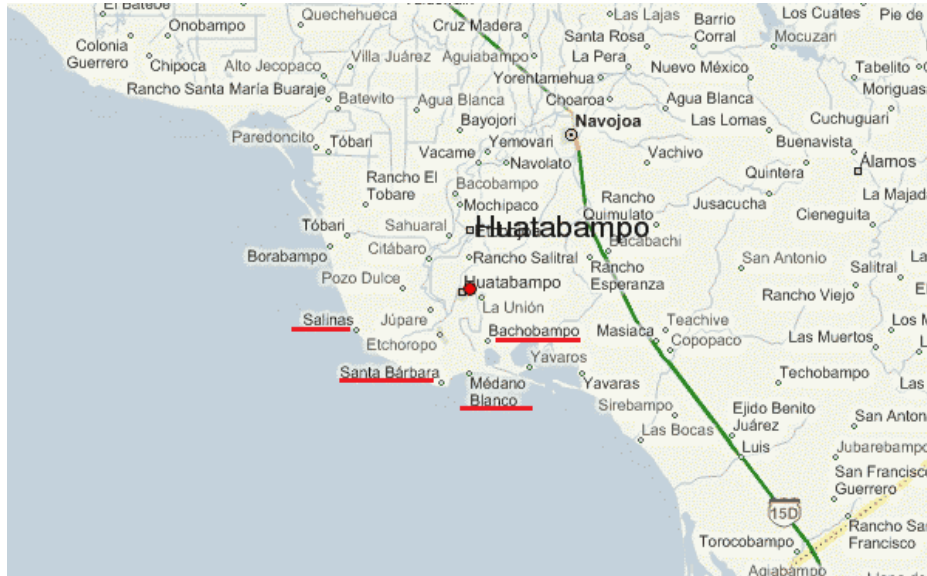


Figura 7.3 Mapa del municipio de Huatabampo



Figura 7.4 Mapa del municipio de Huatabampo

Capítulo 8

Conclusiones

El desarrollo económico de un país está directamente relacionado con la disponibilidad de agua potable y energía eléctrica para consumo de sus habitantes y para los diversos procesos industriales. Se proyecta un incremento constante de la población en los próximos años, por lo que la demanda de estos recursos aumentará. El contar con disponibilidad de agua potable para cubrir todas las necesidades básicas de la población está relacionado directamente con la calidad de vida y la salud pública. Grandes países en desarrollo como India y China están marcando la tendencia en el crecimiento de la economía en los próximos años.

Se proyecta que la participación de la energía nuclear irá aumentando gradualmente. El accidente de Fukushima puso en duda la seguridad y viabilidad de esta energía, algunos países pausaron sus proyectos y muy pocos cancelaron de manera definitiva. Después de Chernobyl, se revisaron y reforzaron los sistemas de seguridad de las plantas nucleares, así como los criterios de diseño de los nuevos reactores que arrancaban operaciones. Lamentablemente tuvo que ocurrir ésta fatal catástrofe para que el mundo prestara especial atención en el desarrollo e investigación de nuevos avances tecnológicos que permitieran el desarrollo de la energía nuclear como una opción económica y segura a corto, mediano y largo plazo.

La mayoría de los reactores que se encuentran en operación a nivel mundial son de generación II, algunos reactores de generación III ya se encuentran en operación y las construcciones futuras contemplan reactores de esta generación y de la III+. El principal objetivo de estas generaciones, en especial la IV, es garantizar la seguridad durante la operación y poder contener algún accidente sin que ocurran daños mayores a la población y al medio ambiente. Los sistemas de seguridad pasiva ofrecen múltiples ventajas al no requerir de una fuente externa

para su activación y funcionamiento, por lo que garantiza el control y mitigación adecuados para cualquier contingencia.

La desalación es un proceso que ha dado resultados de manera exitosa durante varias décadas. Países con clima y territorio árido han optado por desalar agua de mar para poder cubrir la escasez física natural de agua que existe en su territorio. Generalmente el combustible utilizado en estos procesos es el fósil, sobre todo en los países donde este combustible es altamente accesible, como Arabia Saudita, que cuenta con plantas desaladoras de gran capacidad posicionándose como uno de los países más importantes en tema de desalación. En un inicio, el costo del agua producto de un proceso de desalación era muy elevado, por lo que se optaba por seguir explotando los pocos recursos hídricos con los que se contaban, sin embargo, esto ha cambiado considerablemente gracias a los avances tecnológicos en cuanto a equipos resistentes a la corrosión y optimización de los procesos.

En los últimos años se han desarrollado tecnología innovadoras para extraer hidrocarburos y poder cubrir la demanda mundial de energéticos. Sin embargo se ha generado tensión política e incertidumbre en cuanto a los precios de estos recursos, la variación en los precios de estos combustibles repercute directamente en los costos de generación. También se ha prestado especial atención en las emisiones contaminantes que genera la quema de estos combustibles, pues la importancia de disminuir el impacto ambiental ha cobrado fuerza.

La energía nuclear se considera como limpia al no emitir gases de efecto invernadero a la atmósfera, pero como todo proceso genera residuos. Estos residuos son los únicos en los que se puede llevar un estricto control respecto a su generación debido a la facilidad para ser monitoreados e inventariados, ya que cada elemento combustible se encuentra rotulado. Este control permite un buen manejo del combustible nuevo y gastado para que sólo sea utilizado para fines pacíficos y no terminen formando parte de algún armamento nuclear.

En los procesos de desalación se requiere suministro de energía eléctrica o vapor por lo que una planta de co-generación o dual ofrece una ventaja económica enorme al producir ambos, así como una ventaja en el aprovechamiento y rendimiento tanto en el proceso de generación de energía eléctrica como en el de desalación. La desalación nuclear con propósito dual resuelve la demanda de energía eléctrica y agua potable dentro de la misma instalación y una mejor utilización del combustible. El acoplamiento es sencillo, sólo se requiere de una conexión eléctrica, en ósmosis inversa, entre la planta nuclear y la desaladora, y un circuito intermedio donde se desvía parte del vapor en la instalación de turbina/generador para el suministro a los procesos de desalación. La seguridad de la desalación nuclear dependerá de la seguridad en el funcionamiento de la planta nuclear, como prevención, antes de que el agua potable sea distribuida se debe de monitorear para asegurar que no cuenta con ningún tipo de contaminación radiactiva debido a una fuga.

La planta nuclear requiere de grandes cantidades de agua para el sistema de refrigeración, generalmente se obtiene esta agua directamente del mar o de algún lago. El proceso de desalación, obviamente, requiere de agua de mar como alimentación. El tomar agua de mar directamente puede generar un impacto ambiental en el ecosistema marino, por lo que se debe de contar con la más avanzada tecnología para reducir al mínimo algún tipo de alteración de la vida marina, así como también se debe contar con regulaciones ambientales estrictas que protejan al ecosistema.

México es un país con poca pero exitosa experiencia nuclear, así como en procesos de desalación, pero no cuenta con experiencia en desalación nuclear o plantas duales. Las plantas de desalación existentes son pequeñas en comparación con otros países, sin embargo han cumplido con el objetivo satisfactoriamente; proveer agua para el sector hotelero y turístico así como a pequeñas localidades cercanas. Con esta experiencia, sobre todo con la nuclear, se puede extrapolar que un proyecto de una planta nuclear dual puede ser llevado a cabo sin ningún problema en México, beneficiando a un sector importante de la

población en el norte del país, que es una zona afectada por la sequía, además es donde se cuenta con gran experiencia en procesos de desalación. Si el problema de sequía se encuentra en el norte del país, es ahí donde la planta debe estar localizada debido a los costos de transportación del agua. Se deben de contemplar algunas características de la zona y el terreno donde se encuentra la problemática como vulcanismo, sismología y que se cuenta con una zona costera para no comprometer la seguridad de la planta nuclear.

En cuanto a aspectos técnicos es recomendable definir los procesos y tecnología más viables, hasta el momento, para poder llevar a cabo un proyecto de esta magnitud. Casi cualquier reactor se puede acoplar, sin embargo los reactores refrigerados por agua (PWR y PHWR) son los más recomendables debido a que cuentan con un ciclo indirecto, es decir, el vapor se genera en otro circuito de operación fuera del núcleo del reactor, por lo que las probabilidades de migración radiactiva a la planta desaladora son muy escasas. El reactor PHWR opera con agua pesada, por lo que se debe prestar atención adicional al monitoreo de los niveles de tritio. Un reactor PWR de generación III o III+ es lo más conveniente.

En cuanto a los procesos de desalación, los procesos de destilación producen agua más pura pero un costo ligeramente mayor que el proceso de membrana. Tomando en cuenta aspectos de seguridad como punto de partida, un proceso de ósmosis inversa solo requiere de una conexión eléctrica entre la planta nuclear y la desaladora, por lo que es el proceso más conveniente. Cabe mencionar que el proceso debe contar con más de una etapa de membrana para poder obtener agua producto potable (20-50 ppm), por lo que su costo se elevaría ligeramente.

		Nuclear	Petróleo	Carbón
RO	electricidad (\$/MWh)	67.4	235.8	83.2
	agua (\$/m3)	0.84	1.33	0.89
	agua producto (ppm)	199	199	199

Para minimizar el impacto ambiental, la admisión del agua de mar sería indirecta, aunque no permite la entrada de grandes cantidades de agua, proporciona una mayor calidad del agua debido a que este sistema actúa como un pre-filtro, lo cual es importante en procesos de membrana. Para minimizar la eliminación de efluentes, el comercio de salmuera es una opción conveniente. Los efluentes de ambas plantas se pueden mezclar y ser eliminados mediante la descarga sumergida con ayuda de difusores, el mezclar los efluentes ayudan a disminuir la concentración de sales y nivelar la temperatura.

La opinión pública forma parte importante cuando se decide apostar por proyectos de estas magnitudes, por lo que se debe de manejar información confiable en la población, así como los procesos de planeación, construcción y operación deben de gestionarse de manera transparente.

Por último, cabe mencionar que los avances tecnológicos con los que se cuentan y los nuevos desarrollos que aportarán las investigaciones de la generación IV, se puede decir que la tecnología nuclear será una fuente confiable, segura, limpia, económica e inagotable que ayudará al progreso y desarrollo económico de numerosos países. Permite que el uso de combustibles fósiles se reduzca, y se destinen como materia prima para otros productos como aceites de motor y maquinaria, parafinas, plásticos, polietileno, detergentes, asfalto, disolventes entre otros productos de la industria petroquímica.

En lo personal, considero que el diseño de nuevas soluciones y el desarrollo de la ingeniería no sólo deben contemplar la opción más económica, rentable y la que deje más ganancia. Se debe tener una amplia conciencia social y ambiental de lo que conlleva el aprobar y diseñar un nuevo proyecto. El desarrollo de un proyecto de ingeniería, de cualquier tipo, no debe estar basado sólo en números, cálculos e innovación, si no, analizar el contexto donde se está desarrollando para poder elegir la mejor opción en cuanto a costos y seguridad. La energía nuclear es un tema muy delicado donde se debe maximizar la seguridad para garantizar el bienestar de la sociedad.

Bibliografía

- [1] Chang. R, Química. Mc Graw Gill, 2007.
- [2] K. D. Kok, Nuclear Engineering Handbook. CRC Press, 2009.
- [3] Uranium: Resources, production and demand “the red book”. International Atomic Energy Agency [IAEA] 2011.
- [4] Nuclear Power Advantages. IAEA [en línea] < <http://www.iaea.org/Publications/Booklets/Development/devnine.html> > [Consulta: Septiembre de 2013].
- [5] Energía nucleoelectrica. Comisión Nacional de Energía Atómica [CNEA], 2003.
- [6] International Status and Prospects for Nuclear Power 2012. IAEA 2012.
- [7] Reference Data Series No. 1 Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050. IAEA 2011.
- [8] A. McDonald, La situación de la energía nuclear en el mundo. Boletín del Organismo Internacional de Energía Atómica [OIEA] 49-2, 2008.
- [9] Decenio Internacional para la Acción “El agua fuente de vida” 2005-2015. Organización de las Naciones Unidas [ONU] [en línea] <<http://www.un.org/spanish/waterforlifedecade/scarcity.shtml>> [Consulta: Octubre 2013].
- [10] Datos Técnicos de las principales centrales de la Comisión Federal de Electricidad [CFE] en operación en 2012. [En línea]< http://www.sener.gob.mx/res/PE_y_DT/ee/Datos_Tecnicos_de_las_principales_Centrales_en_Operacion_de_CFE.pdf > [Consulta: Octubre 2013.]
- [11] Fomenta CONAGUA la desalación como medida de adaptación a los efectos del cambio climático. Comisión Nacional del Agua [CONAGUA] 2013.

- [12] Estadísticas del agua en México. CONAGUA 2011.
- [13] O.E. Azpitarte, Reactores nucleares de IVta generación. CNEA 2010.
- [14] Introduction of Nuclear Desalination, A Guidebook. AIEA 2010.
- [15] Power Reactor Information System. IAEA [en línea] <<http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByType.aspx>> [Consulta: Septiembre 2013].
- [16] Nuclear Power Technology. IAEA [en línea] <http://www.iaea.org/NuclearPower/Technology/home.html> [Consulta: Septiembre 2013].
- [17] Optimization of the coupling of nuclear reactors and desalination systems. IAEA 2005.
- [18] Thermodynamic and economic evaluation of co-production plants for electricity and potable water. IAEA 1997.
- [19] Safety aspects of nuclear plants coupled with seawater desalination units. IAEA 2001.
- [20] Desalination Economic Evaluation Program (DEEP-3.0) User's Manual. IAEA 2006.
- [21] Desalination Economic Evaluation Program (DEEP-5.0). IAEA
- [22] Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants. IAEA 2009.
- [23] Practical Radiation Technical Manual. Personal Protective Equipment. IAEA 2004.
- [24] Getting to the Core of Radioactive Waste. Managing the by-products of nuclear technologies to protect people and the environment. IAEA 2010.

[25] Storage and Disposal of Spent Fuel and High Level Radioactive Waste. IAEA 2006.

[26] Environmental Impact Assessment of Nuclear Desalination. IAEA 2010.

[27] Desalination by numbers. International Desalination Association [IDA] [en línea] <<http://www.idadesal.org/desalination-101/desalination-by-the-numbers/>> [Consulta: Octubre 2013]

Anexo

RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

67.4

WATER COST (\$/m3)

1.02

Levelized Capital costs	46.18
Overnight EPC	36.47
Other	9.70
Operating costs	21.25
Fuel	12.45
O&M	8.80

More cost details

Lifecycle Emissions	95 Mtn/yr
Thermal Utilization	28%
Power to Water Ratio	91 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant Parameters

Power : Steam Cycle Nuclear

Desalination Plant Parameters

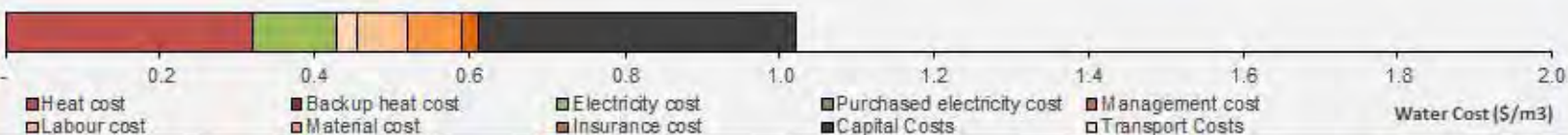
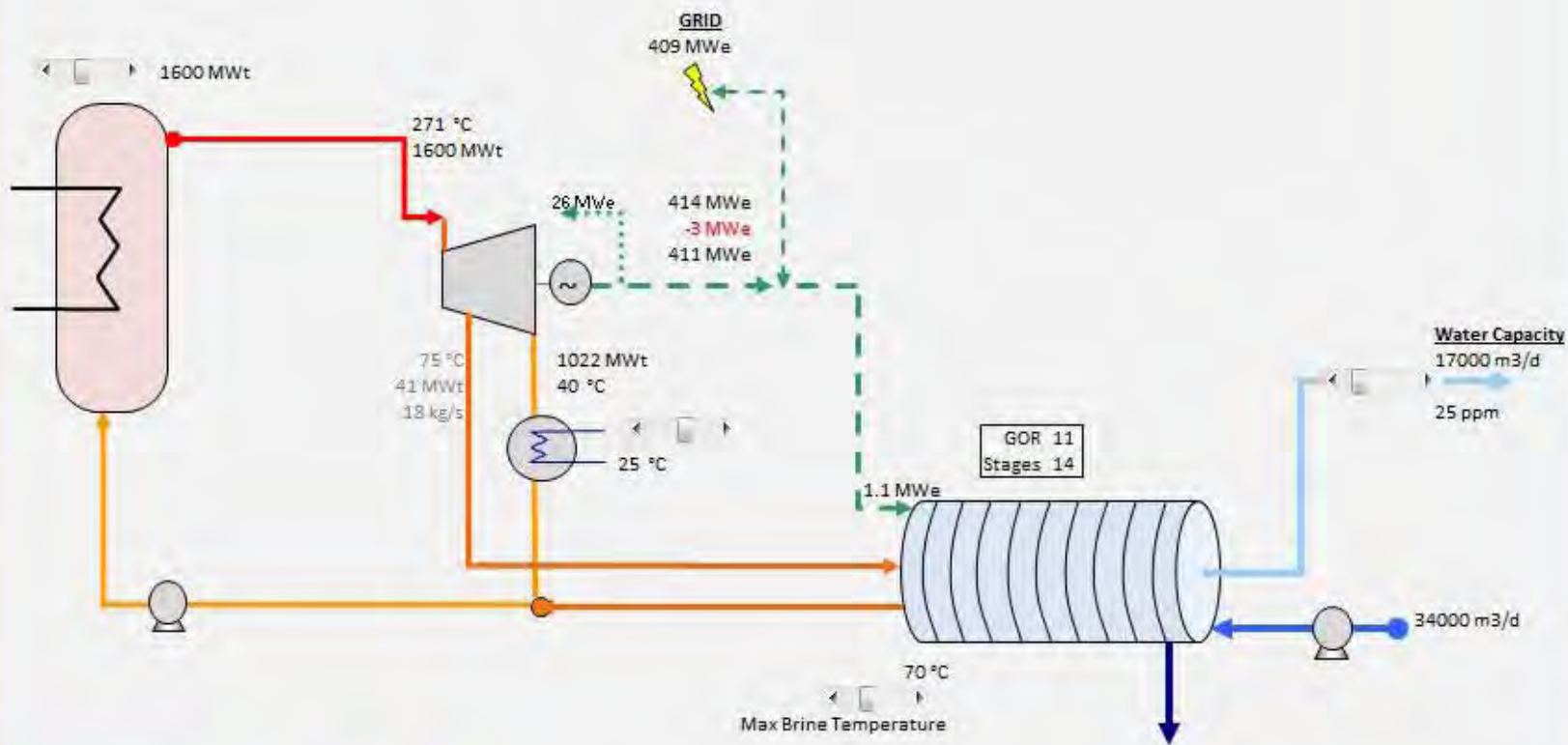
Multi Effect Distillation

Intermediate loop Parameters

Auxiliary Boiler Parameters

Water Transport Parameters

1. MED nuclear





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

235.8

WATER COST (\$/m3)

2.12

Levelized Capital costs

0.43

Overnight EPC

0.34

Other

0.09

Operating costs

1.69

Energy

1.50

O&M

0.19

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

2504 Mtn/yr

Thermal Utilization

29%

Power to Water Ratio

93 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle

Oil

Desalination Plant

Parameters

Multi Effect Distillation



Intermediate loop

Parameters



Auxiliary Boiler

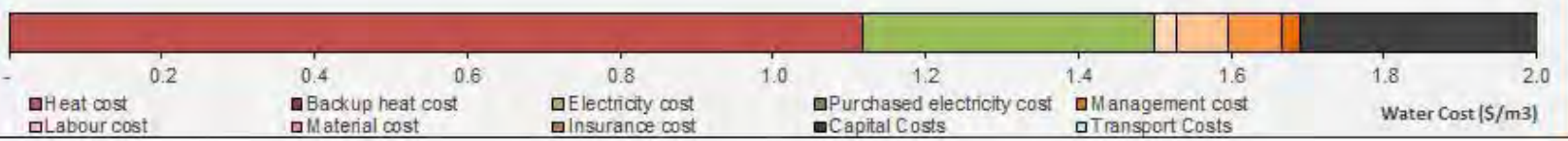
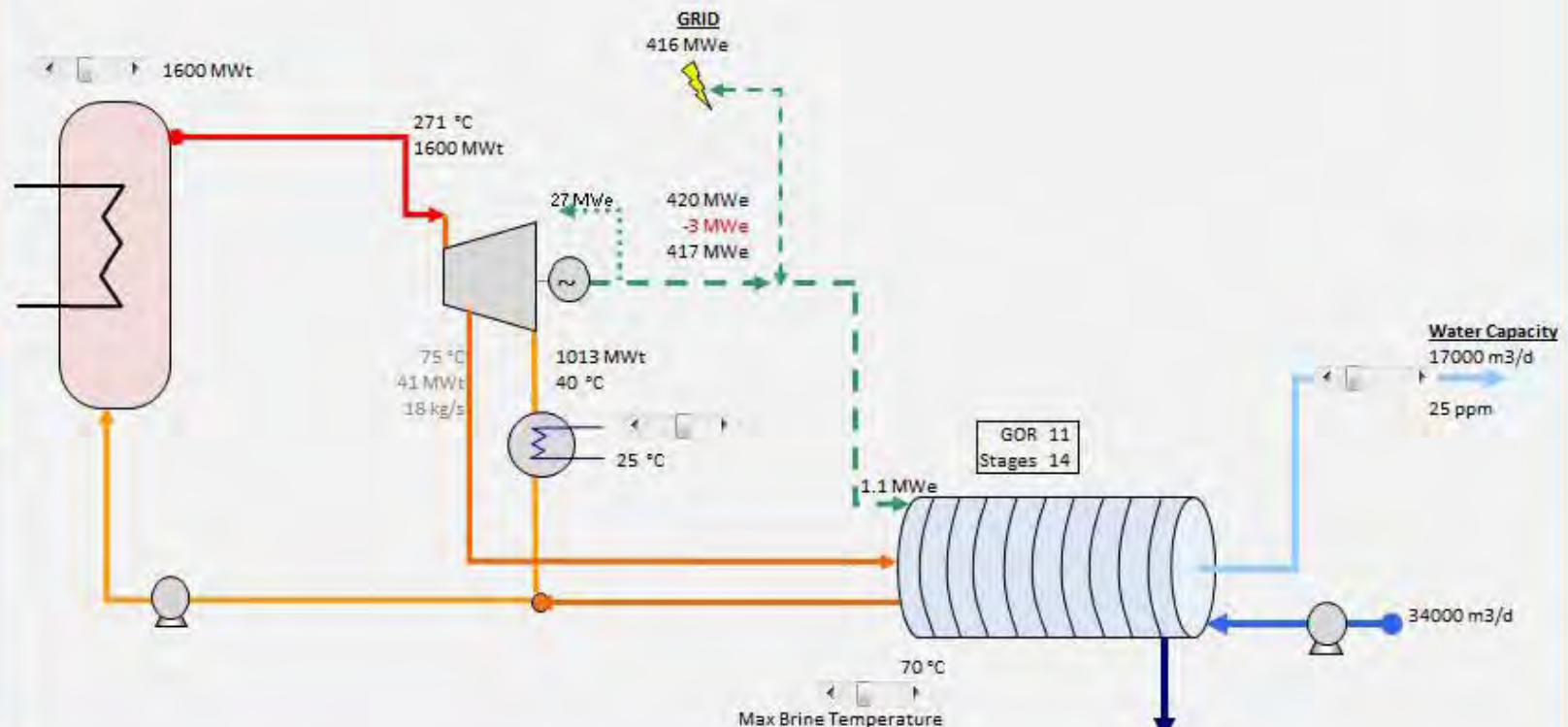
Parameters



Water Transport

Parameters

2. MED petróleo





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

83.2

WATER COST (\$/m3)

1.15

Levelized Capital costs

0.43

Overnight EPC

0.34

Other

0.09

Operating costs

0.72

Energy

0.53

O&M

0.19

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

3443 Mtn/yr

Thermal Utilization

29%

Power to Water Ratio

93 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle



Coal



Desalination Plant

Parameters

Multi Effect Distillation



Intermediate loop

Parameters

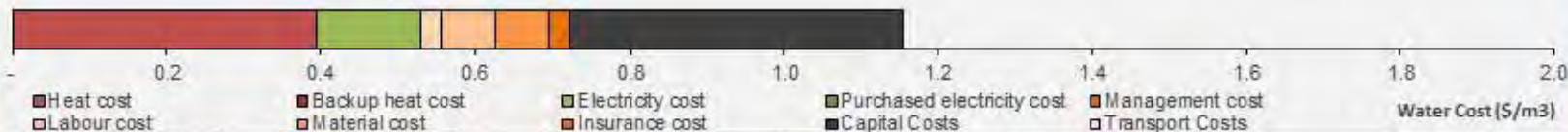
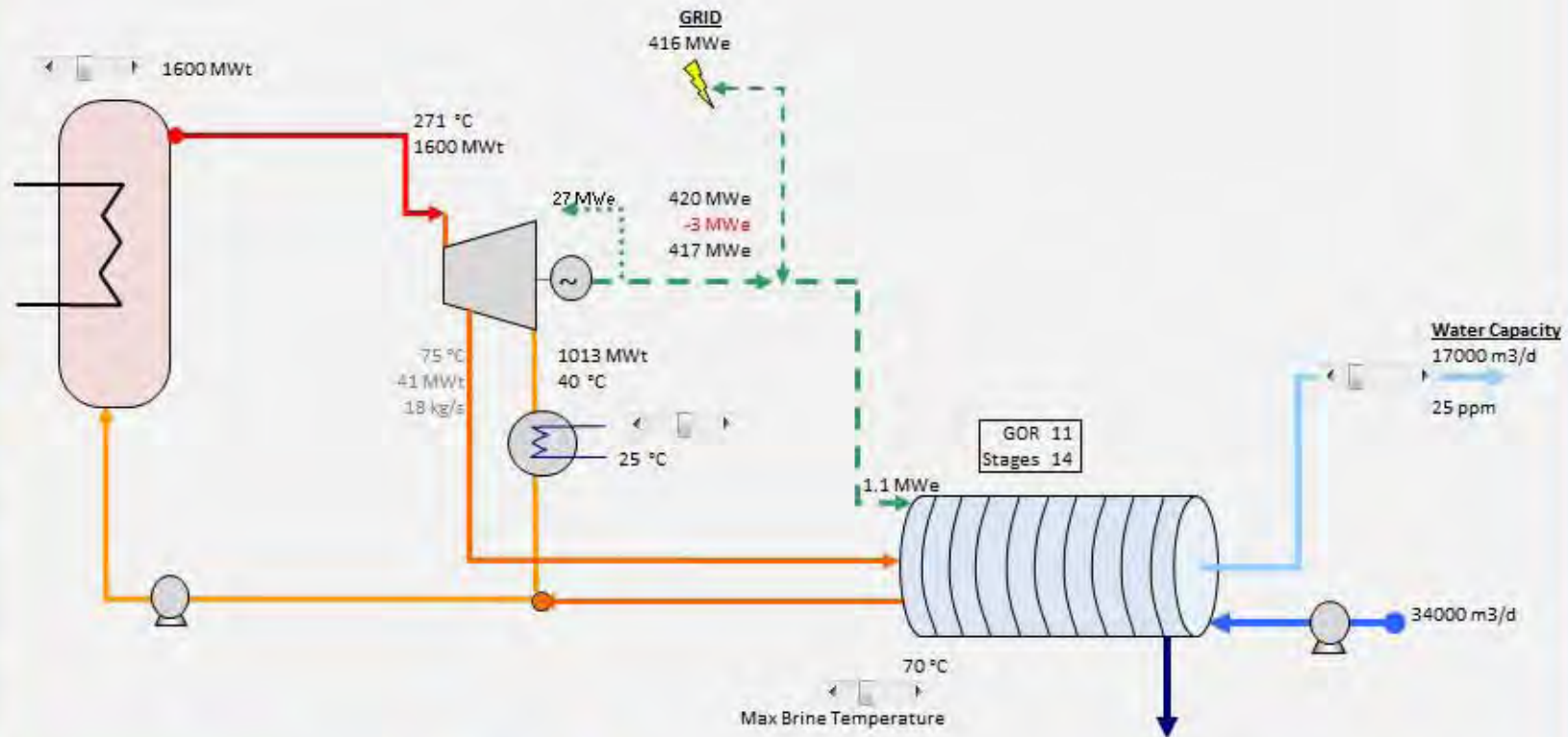
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

3. MED carbón





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

67.4

WATER COST (\$/m3)

0.97

Levelized Capital costs

0.41

Overnight EPC

0.32

Other

0.09

Operating costs

0.56

Energy

0.38

O&M

0.18

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

95 Mtn/yr

Thermal Utilization

27%

Power to Water Ratio

91 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle



Nuclear



Desalination Plant

Parameters

Multi Effect Distillation



Intermediate loop

Parameters

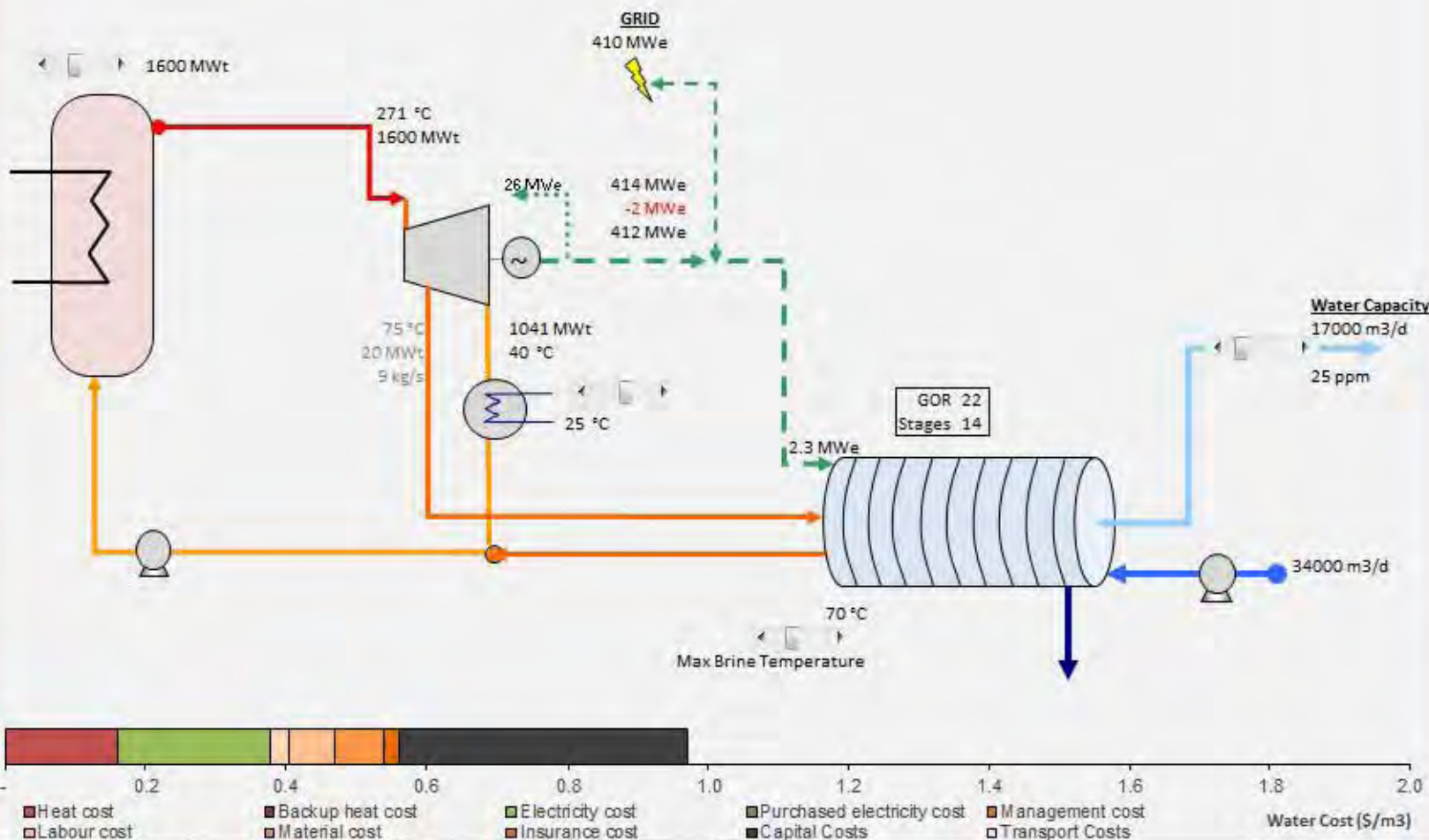
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

4. MED y VC nuclear





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

235.8

WATER COST (\$/m3)

1.95

Levelized Capital costs

0.43

Overnight EPC

0.34

Other

0.09

Operating costs

1.51

Energy

1.32

O&M

0.19

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

2504 Mtn/yr

Thermal Utilization

27%

Power to Water Ratio

93 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle

Oil

Desalination Plant

Parameters

Multi Effect Distillation

Intermediate loop

Parameters

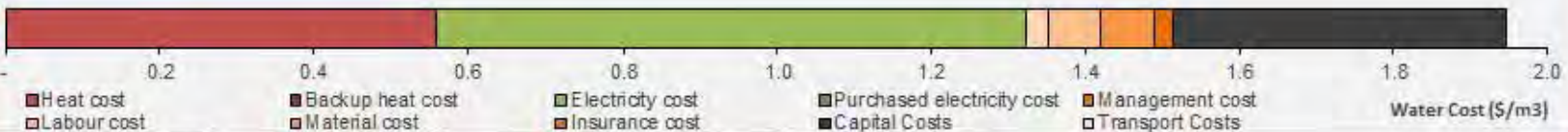
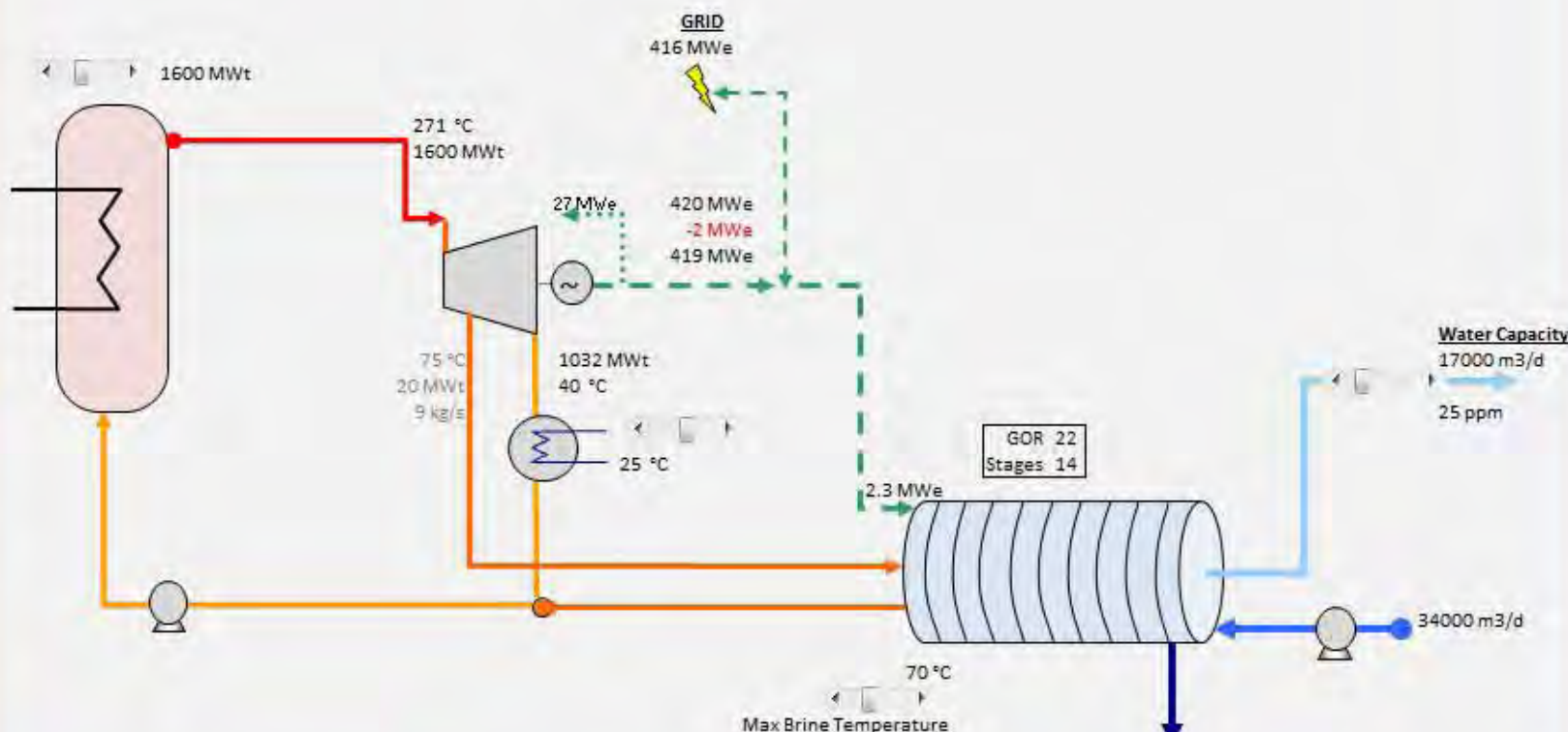
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

5. MED y VC petróleo





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

83.2

WATER COST (\$/m3)

1.09

Levelized Capital costs

0.43

Overnight EPC

0.34

Other

0.09

Operating costs

0.66

Energy

0.47

O&M

0.19

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

3443 Mtn/yr

Thermal Utilization

27%

Power to Water Ratio

93 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle



Coal



Desalination Plant

Parameters

Multi Effect Distillation



Intermediate loop

Parameters

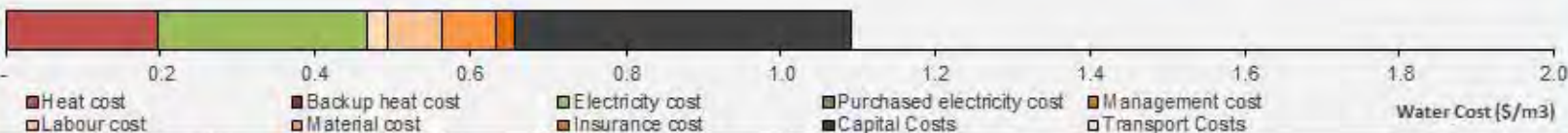
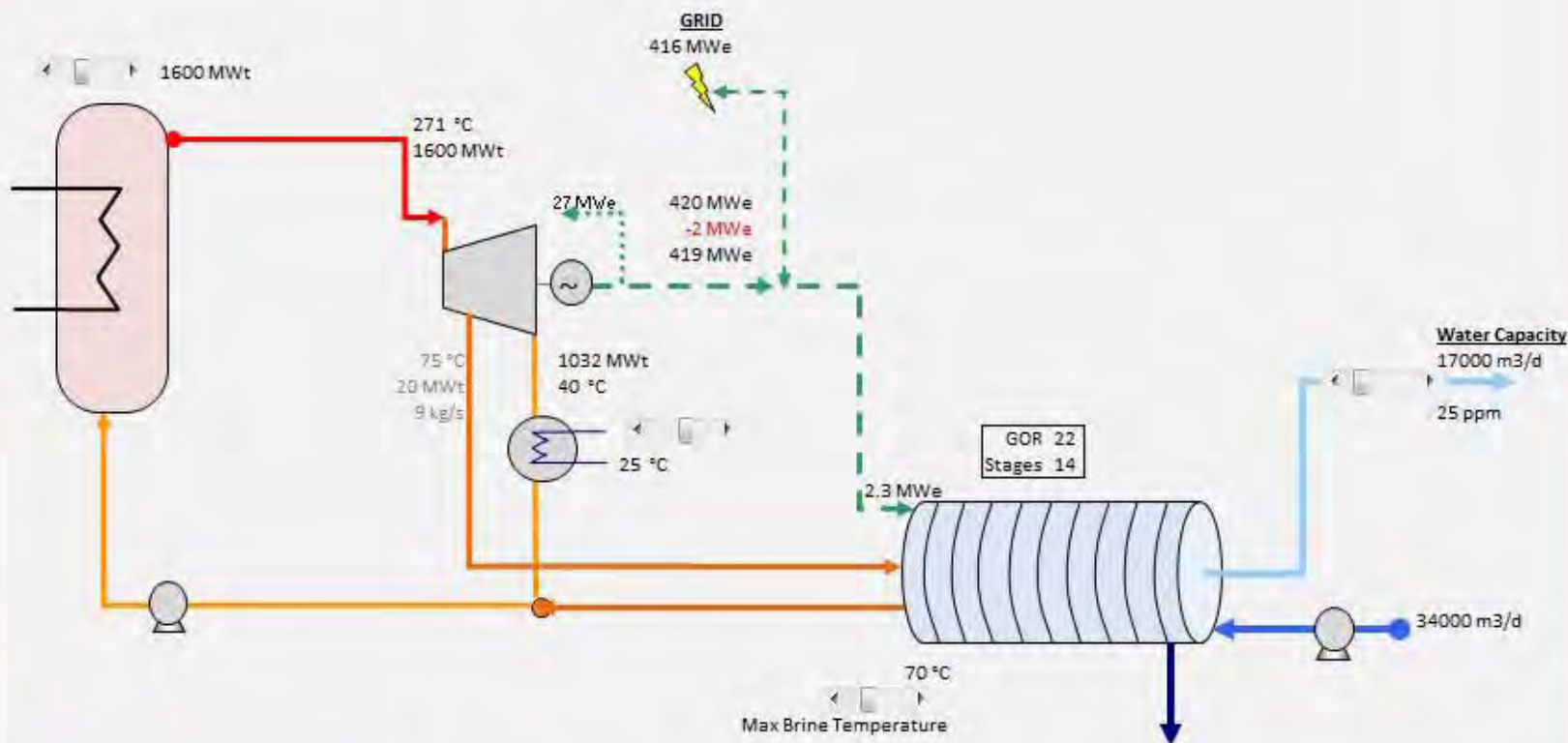
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

6. MED y VC carbón





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

67.4

WATER COST (\$/m3)

1.44

Levelized Capital costs

0.41

Overnight EPC 0.32

Other 0.09

Operating costs

1.03

Energy 0.85

O&M 0.18

Transport 0.00

More cost details

Lifecycle Emissions 95 Mtn/yr

31%

Thermal Utilization

Power to Water Ratio 90 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle

Nuclear

Desalination Plant

Parameters

Multi Stage Flash

Intermediate loop

Parameters

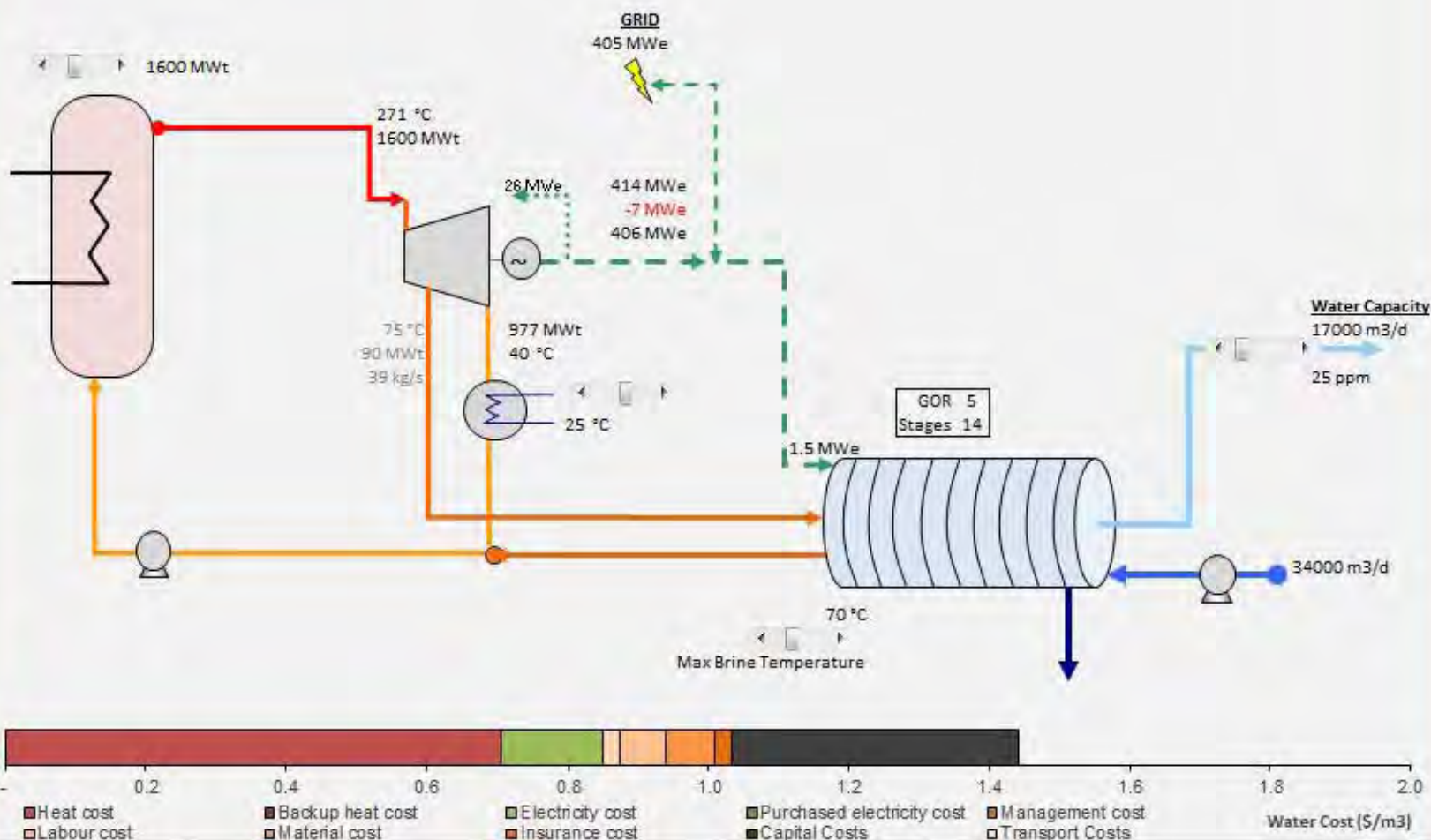
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

7. MSF nuclear





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

235.8

WATER COST (\$/m3)

3.59

Levelized Capital costs

0.43

Overnight EPC

0.34

Other

0.09

Operating costs

3.16

Energy

2.97

O&M

0.19

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

2504 Mtn/yr

Thermal Utilization

31%

Power to Water Ratio

92 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle



Oil

Desalination Plant

Parameters

Multi Stage Flash

Intermediate loop

Parameters

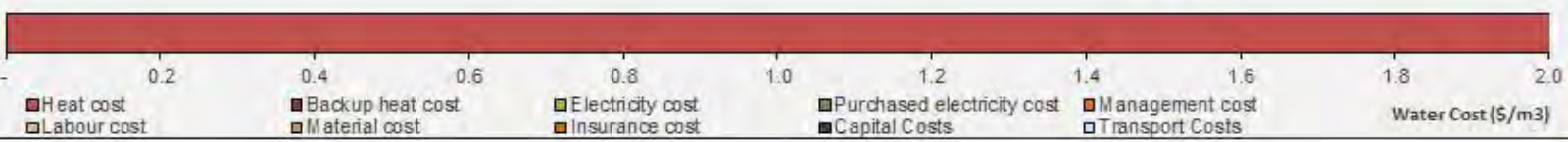
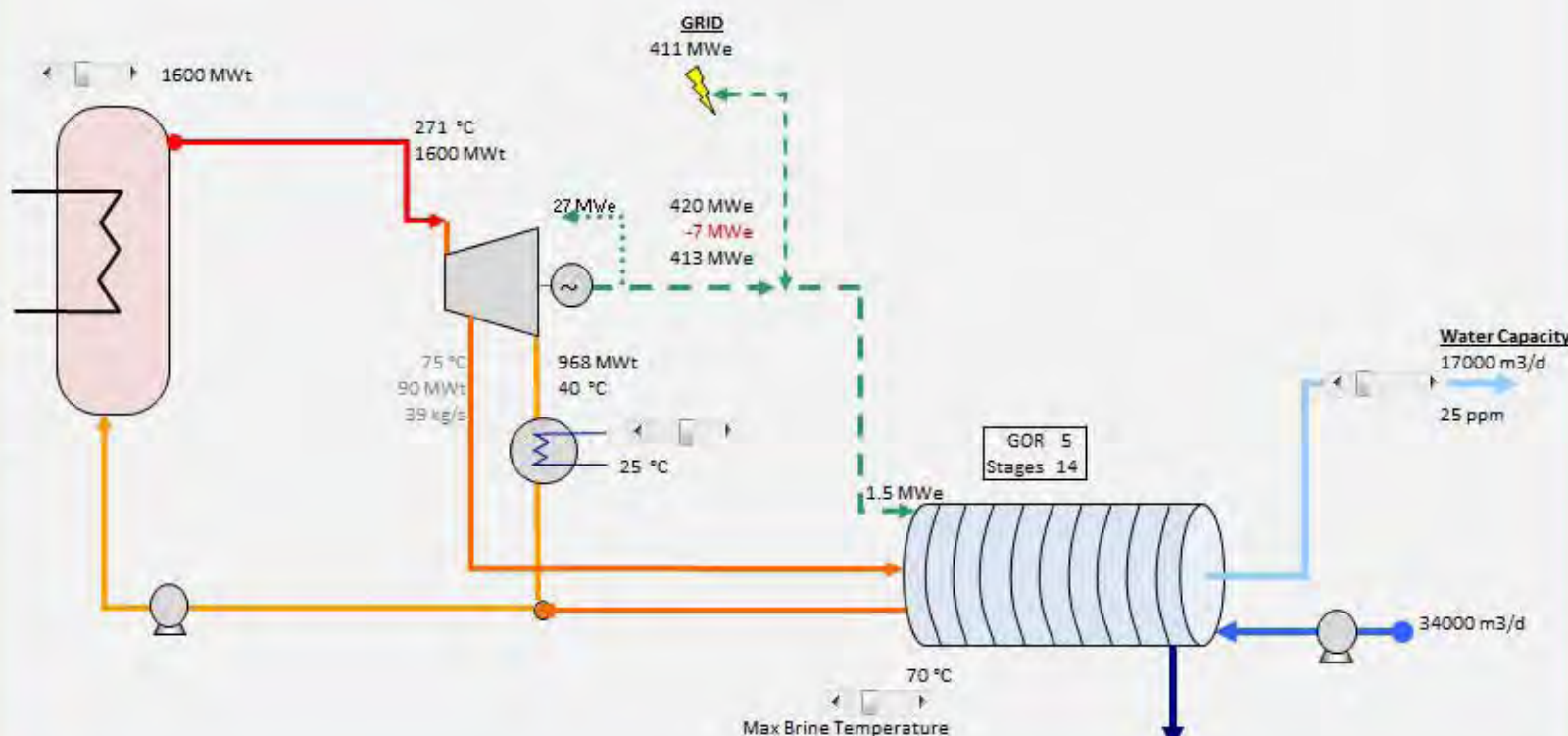
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

8. MSF petróleo





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

83.2

WATER COST (\$/m3)

1.67

Levelized Capital costs

0.43

Overnight EPC

0.34

Other

0.09

Operating costs

1.24

Energy

1.05

O&M

0.19

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

3443 Mtn/yr

Thermal Utilization

31%

Power to Water Ratio

92 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle

Coal

Desalination Plant

Parameters

Multi Stage Flash

Intermediate loop

Parameters

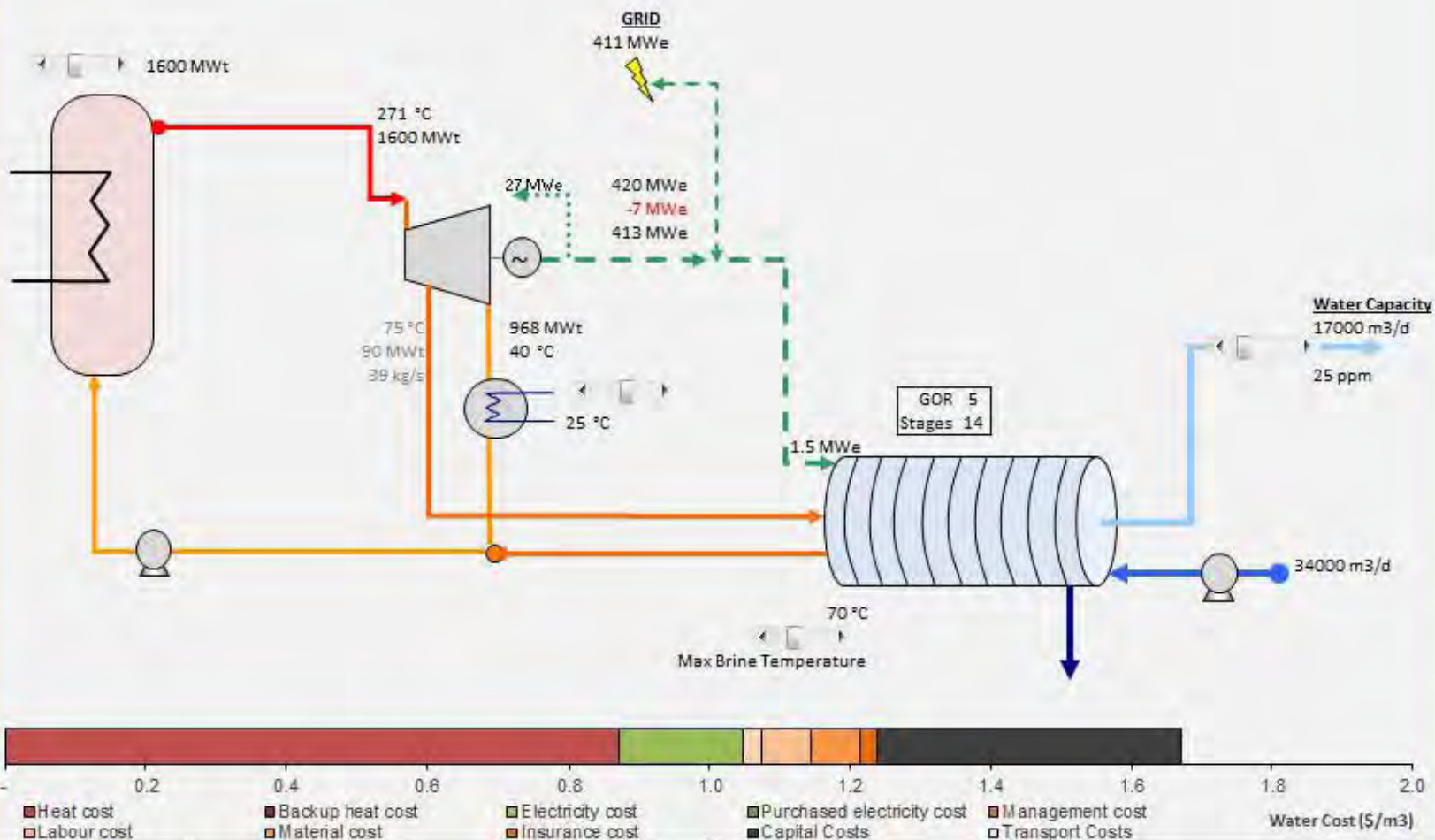
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

9. MSF carbón





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

67.4

WATER COST (\$/m3)

0.84

Levelized Capital costs

0.34

Overnight EPC

0.29

Other

0.05

Operating costs

0.50

Energy

0.23

O&M

0.27

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

95 Mtn/yr

Thermal Utilization

26%

Power to Water Ratio

92 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle

Nuclear

Desalination Plant

Parameters

Reverse Osmosis

Intermediate loop

Parameters

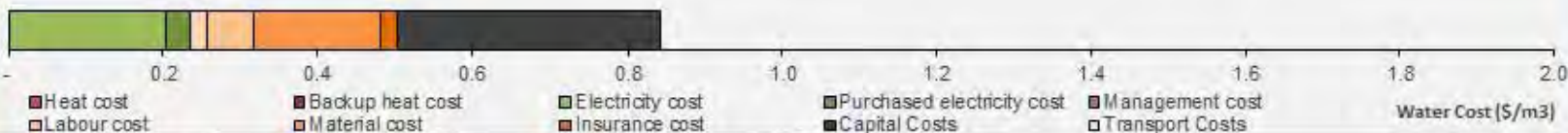
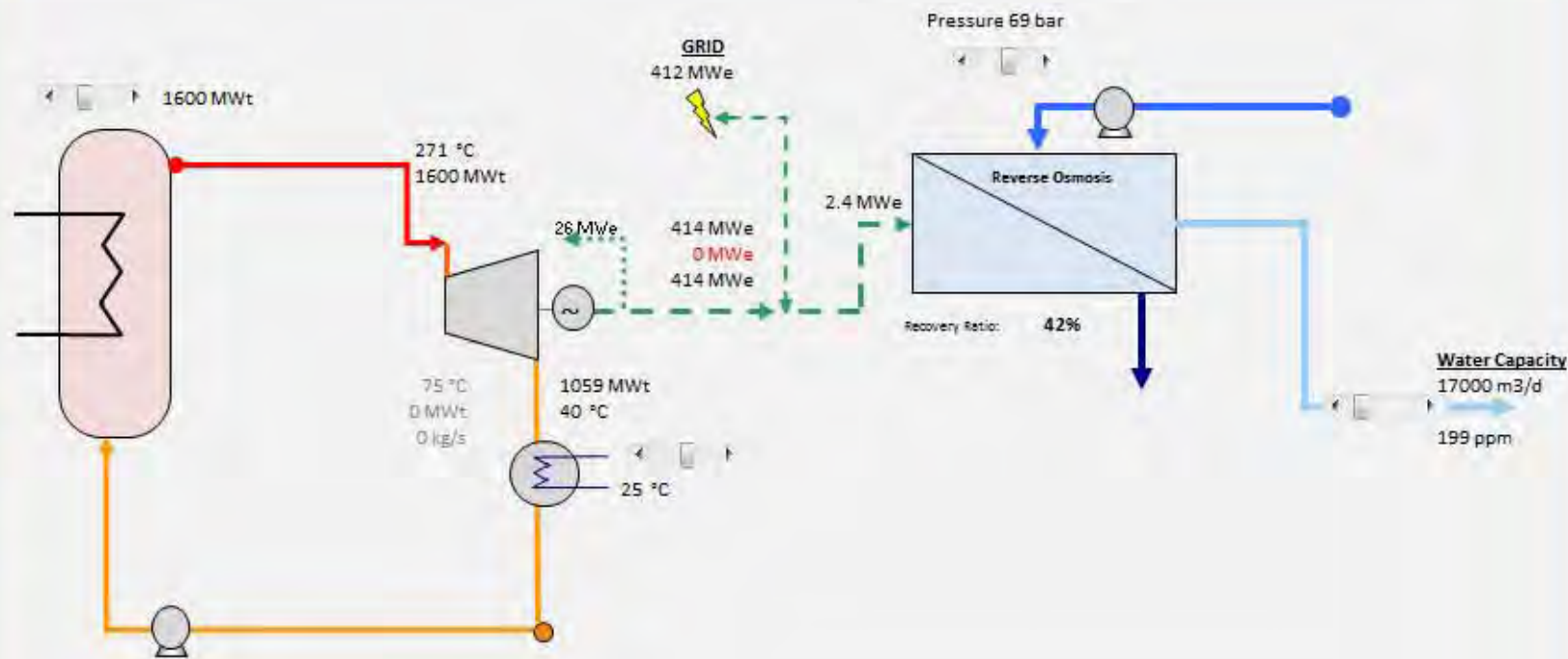
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

10. RO nuclear





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

235.8

WATER COST (\$/m3)

1.33

Levelized Capital costs

0.34

Overnight EPC

0.29

Other

0.05

Operating costs

0.99

Energy

0.72

O&M

0.27

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

2504 Mtn/yr

Thermal Utilization

26%

Power to Water Ratio

93 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle

Oil

Desalination Plant

Parameters

Reverse Osmosis

Intermediate loop

Parameters

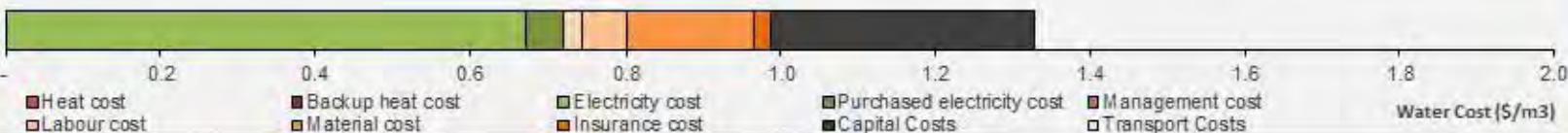
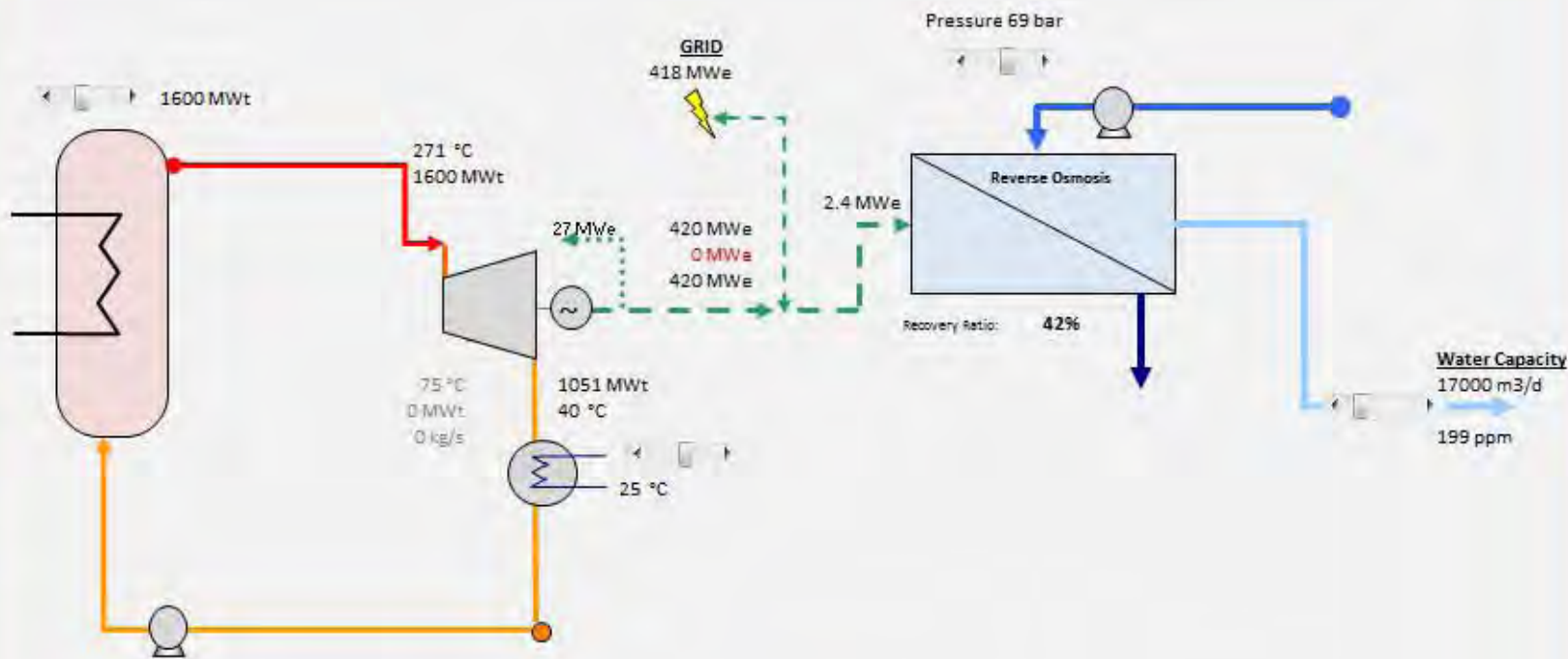
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

11. RO petróleo



RESULTS

POWER COST (\$/MWh)	WATER COST (\$/m3)
83.2	0.89

Levelized Capital costs	0.34
Overnight EPC	0.29
Other	0.05
Operating costs	0.55
Energy	0.28
O&M	0.27
Transport	0.00

More cost details

Lifecycle Emissions	3443 Mtn/yr
Thermal Utilization	26%
Power to Water Ratio	93 MW/MGD

CUSTOMIZE

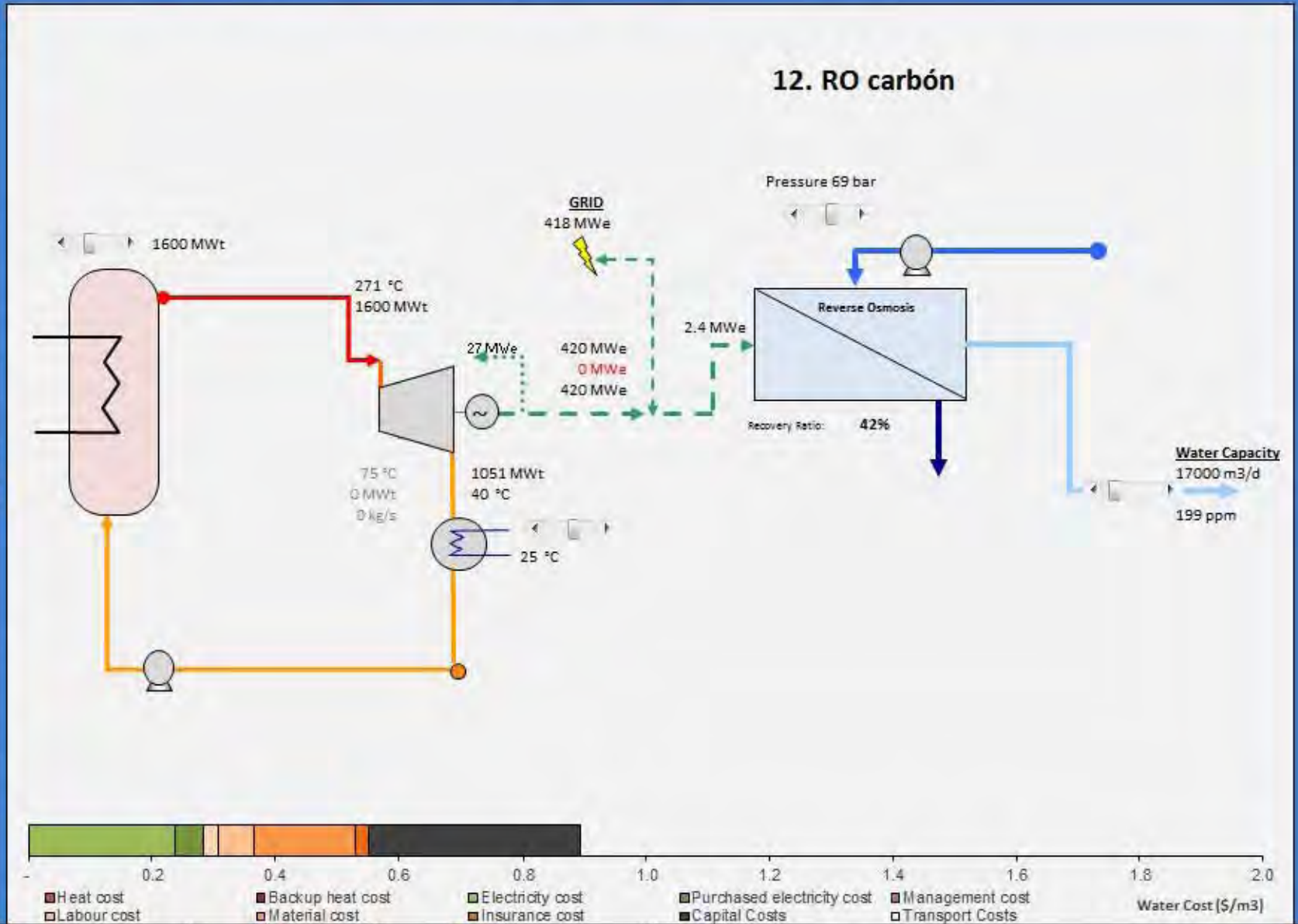
Power Plant Parameters
 Power : Steam Cycle Coal

Desalination Plant Parameters
 Reverse Osmosis

Intermediate loop Parameters

Auxiliary Boiler Parameters

Water Transport Parameters





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

67.4

WATER COST (\$/m3)

1.44

Levelized Capital costs

0.41

Overnight EPC

0.32

Other

0.09

Operating costs

1.03

Energy

0.85

O&M

0.18

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

95 Mtn/yr

Thermal Utilization

31%

Power to Water Ratio

90 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle



Nuclear



Desalination Plant

Parameters

Multi Stage Flash + Reverse Osmosis



Intermediate loop

Parameters

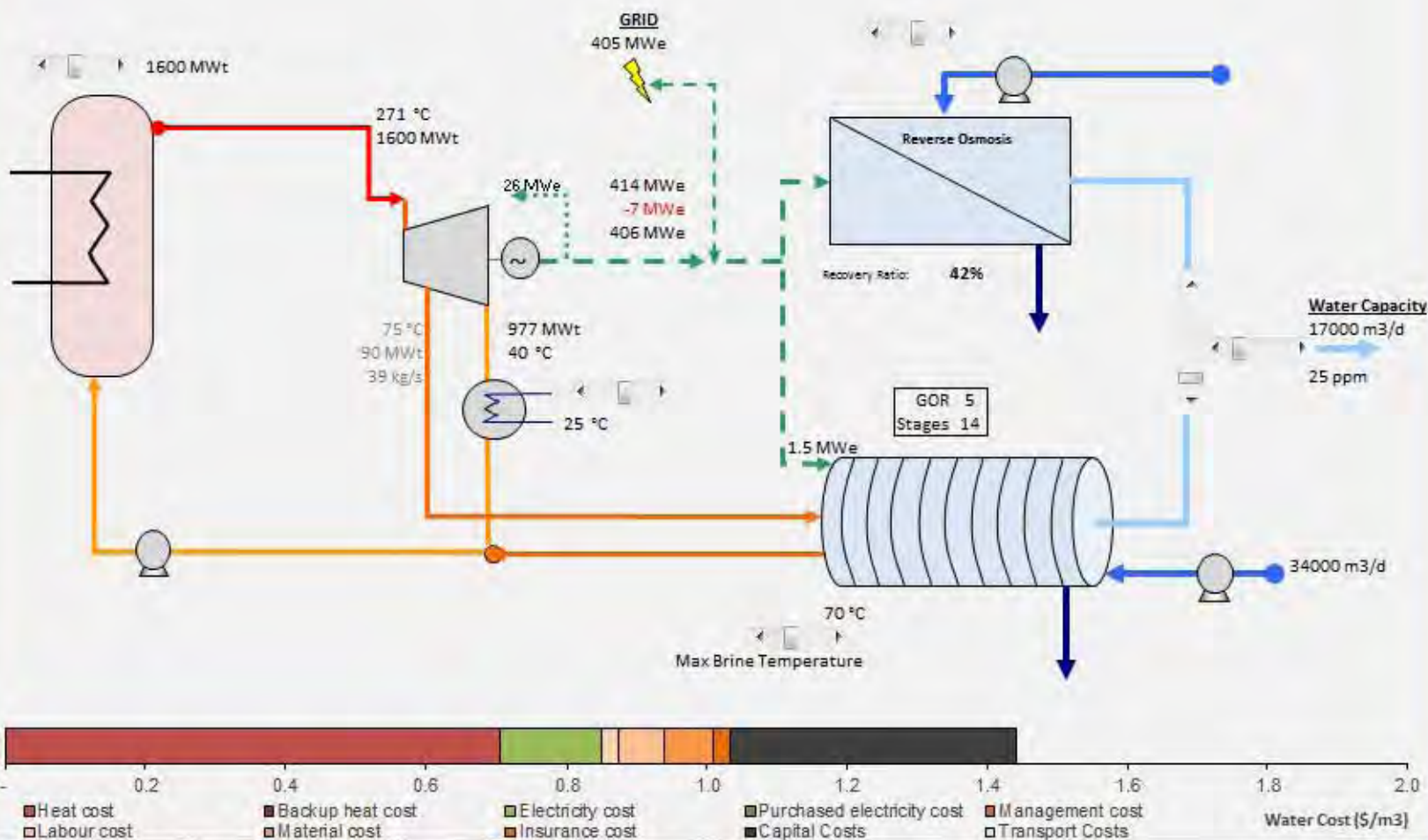
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

13. MSF+RO nuclear



RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

235.8

WATER COST (\$/m3)

3.59

Levelized Capital costs

0.43

Overnight EPC

0.34

Other

0.09

Operating costs

3.16

Energy

2.97

O&M

0.19

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

2504 Mtn/yr

Thermal Utilization

31%

Power to Water Ratio

92 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle

Oil

Desalination Plant

Parameters

Multi Stage Flash + Reverse Osmosis

Intermediate loop

Parameters

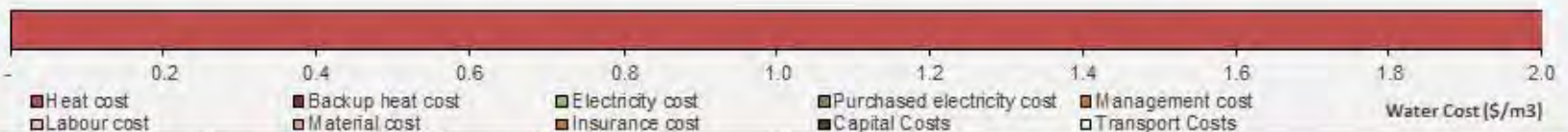
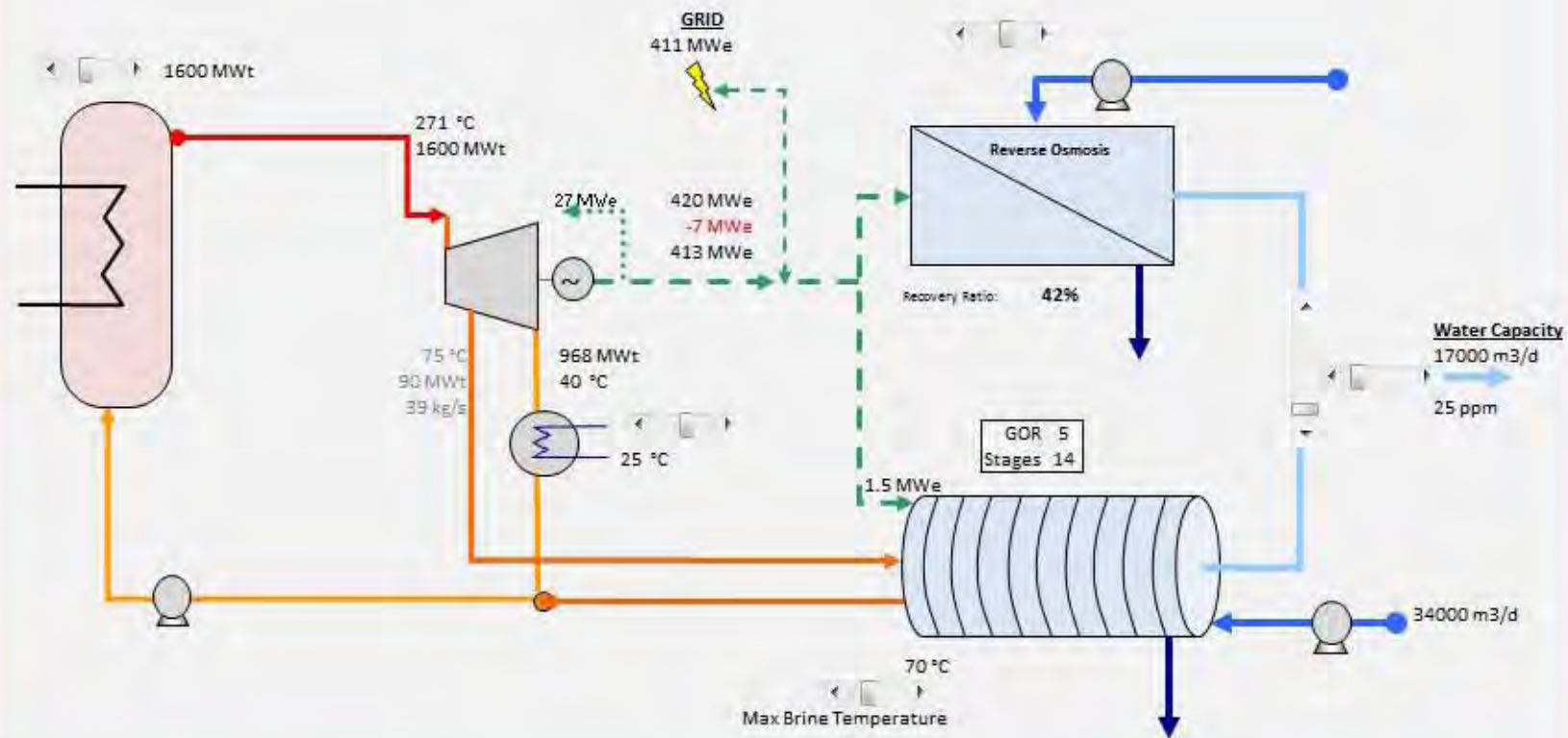
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

14. MSF+RO petróleo





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

83.2

WATER COST (\$/m3)

1.67

Levelized Capital costs

0.43

Overnight EPC

0.34

Other

0.09

Operating costs

1.24

Energy

1.05

O&M

0.19

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

3443 Mtn/yr

Thermal Utilization

31%

Power to Water Ratio

92 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle



Coal

Desalination Plant

Parameters

Multi Stage Flash + Reverse Osmosis



Intermediate loop

Parameters

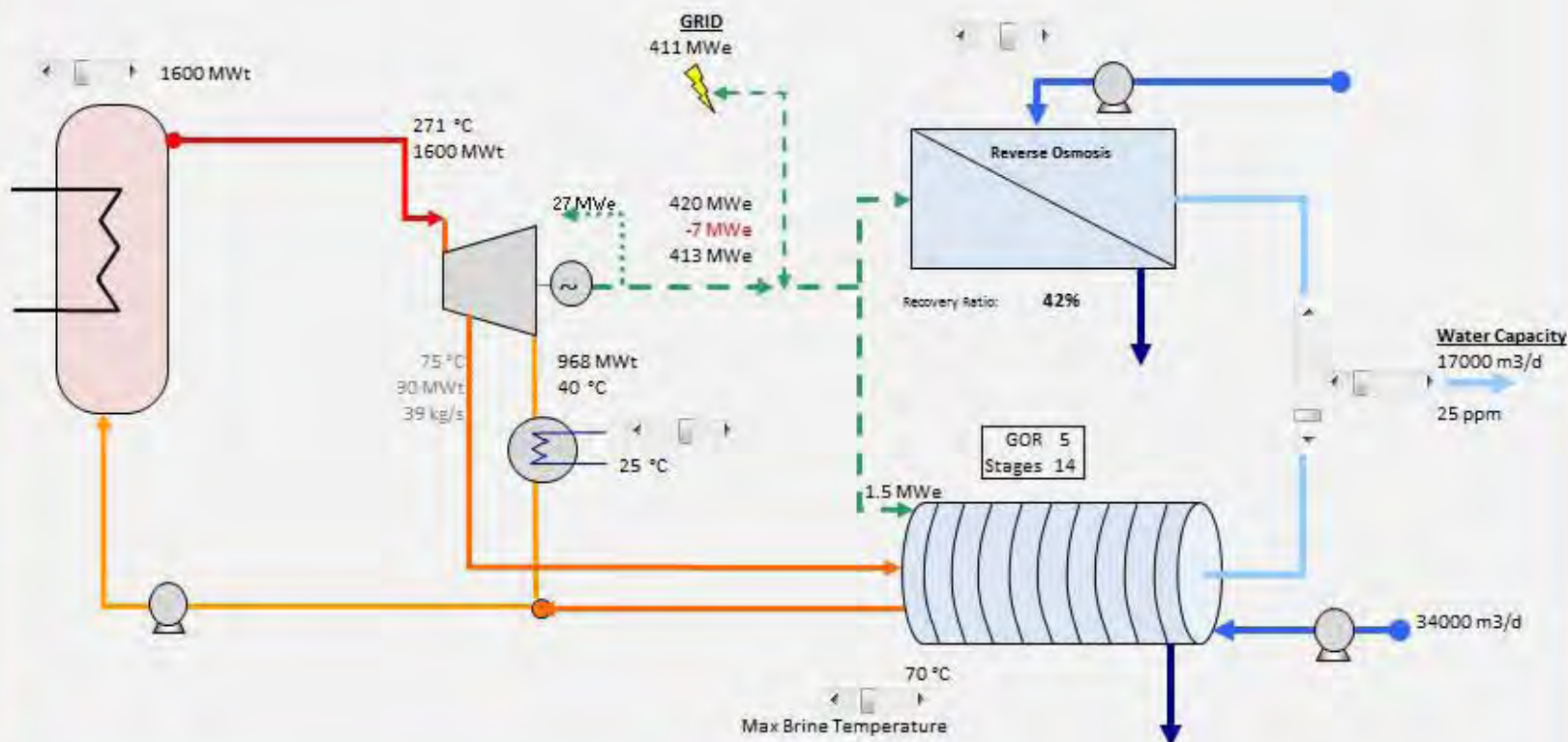
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

15. MSF+RO carbón



Main Menu

Flow Diagram

Sensitivity Analysis

Financial Analysis

Report

Scenario Manager

Expert Mode

RESULTS

POWER COST (\$/MWh)	WATER COST (\$/m3)
67.4	1.02
Levelized Capital costs 0.41	
Overnight EPC	0.32
Other	0.09
Operating costs 0.61	
Energy	0.43
O&M	0.18
Transport	0.00
More cost details	
Lifecycle Emissions	95 Mtn/yr
Thermal Utilization	28%
Power to Water Ratio	91 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant Parameters

Power : Steam Cycle ▼ Nuclear ▼

Desalination Plant Parameters

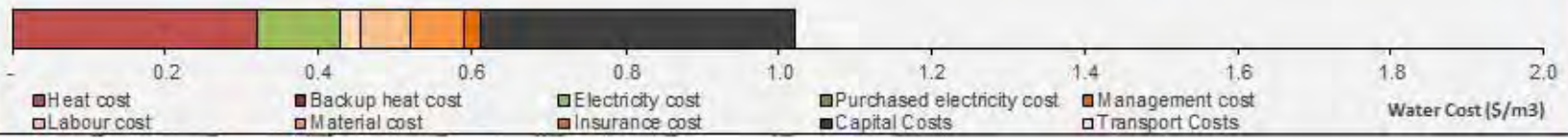
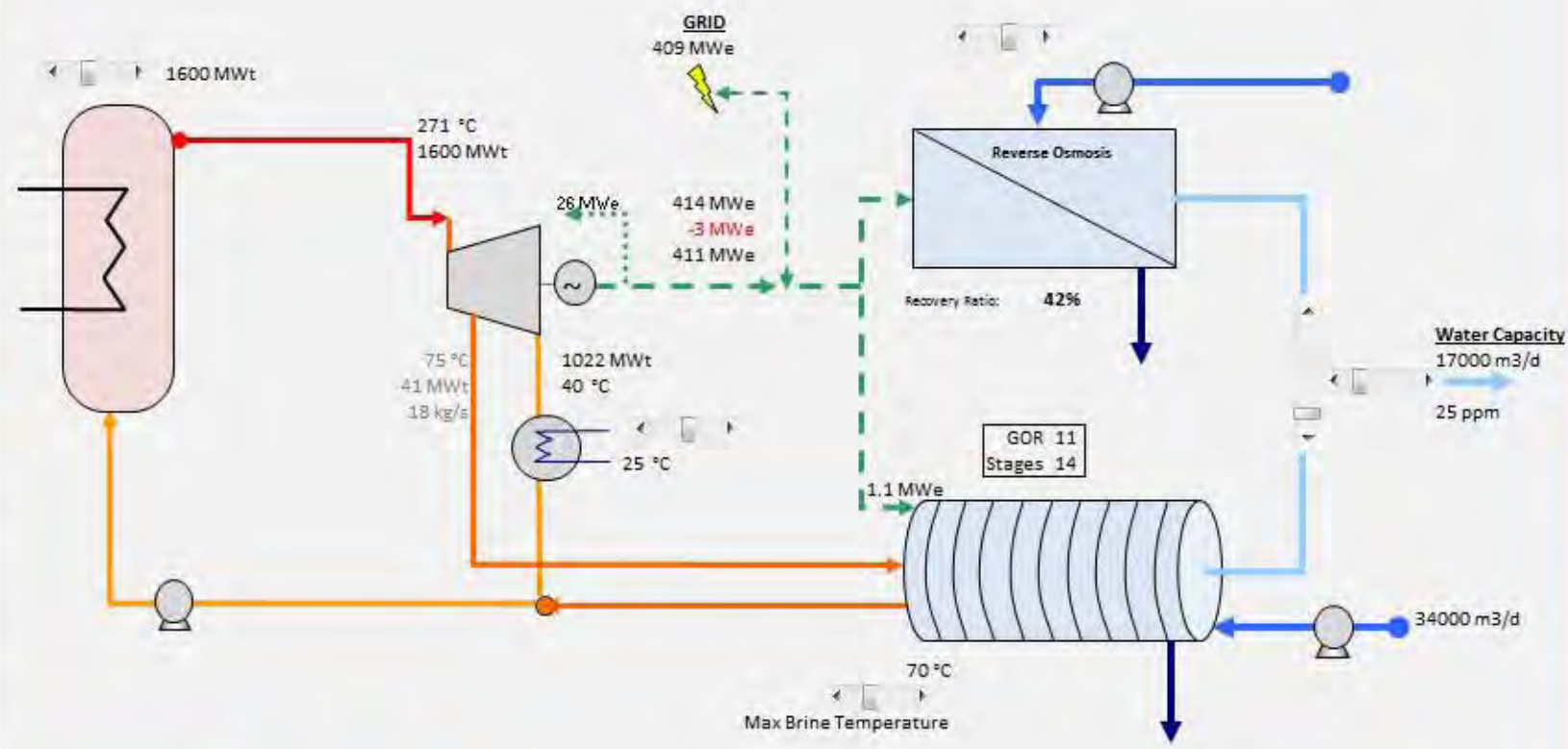
Multi Effect Distillation + Reverse Osmosis ▼

Intermediate loop Parameters

Auxiliary Boiler Parameters

Water Transport Parameters

16. MED+RO nuclear





Main Menu

Flow Diagram

Sensitivity Analysis

Financial Analysis

Report

Scenario Manager

Expert Mode

RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

235.8

WATER COST (\$/m3)

2.12

Levelized Capital costs

0.43

Overnight EPC

0.34

Other

0.09

Operating costs

1.69

Energy

1.50

O&M

0.19

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

2504 Mtn/yr

Thermal Utilization

29%

Power to Water Ratio

93 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle

Oil

Desalination Plant

Parameters

Multi Effect Distillation + Reverse Osmosis

Intermediate loop

Parameters

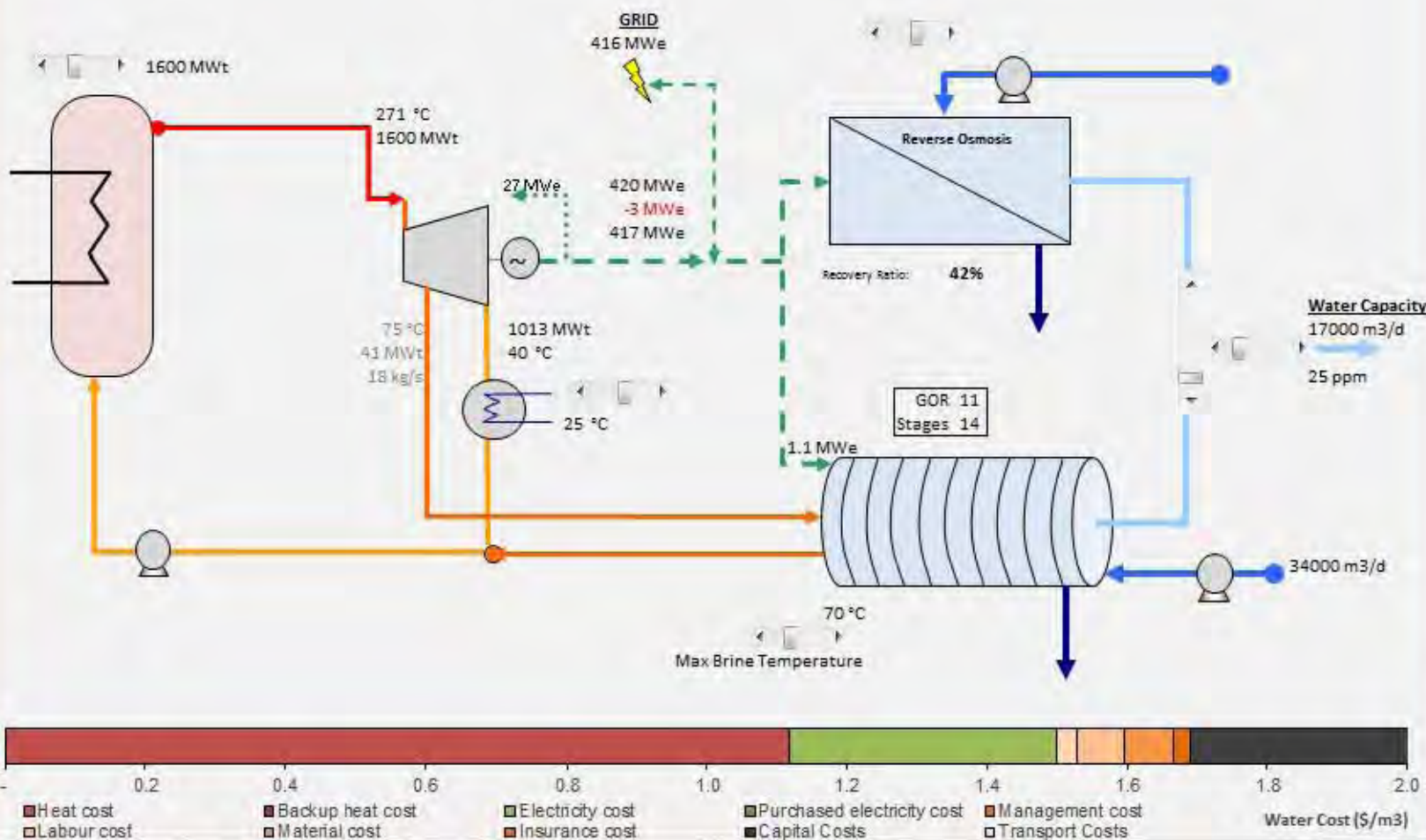
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

17. MED+RO petróleo





Main Menu

Flow Diagram

Sensitivity Analysis

Financial Analysis

Report

Scenario Manager

Expert Mode

RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

WATER COST (\$/m3)

83.2

1.15

Levelized Capital costs

0.43

Overnight EPC

0.34

Other

0.09

Operating costs

0.72

Energy

0.53

O&M

0.19

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

3443 Mtn/yr

Thermal Utilization

29%

Power to Water Ratio

93 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle

▼

Coal

▼

Desalination Plant

Parameters

Multi Effect Distillation + Reverse Osmosis

▼

Intermediate loop

Parameters

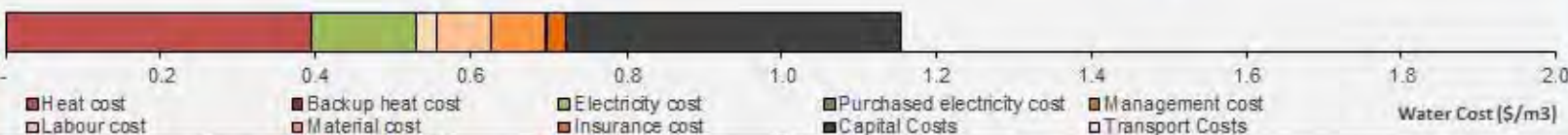
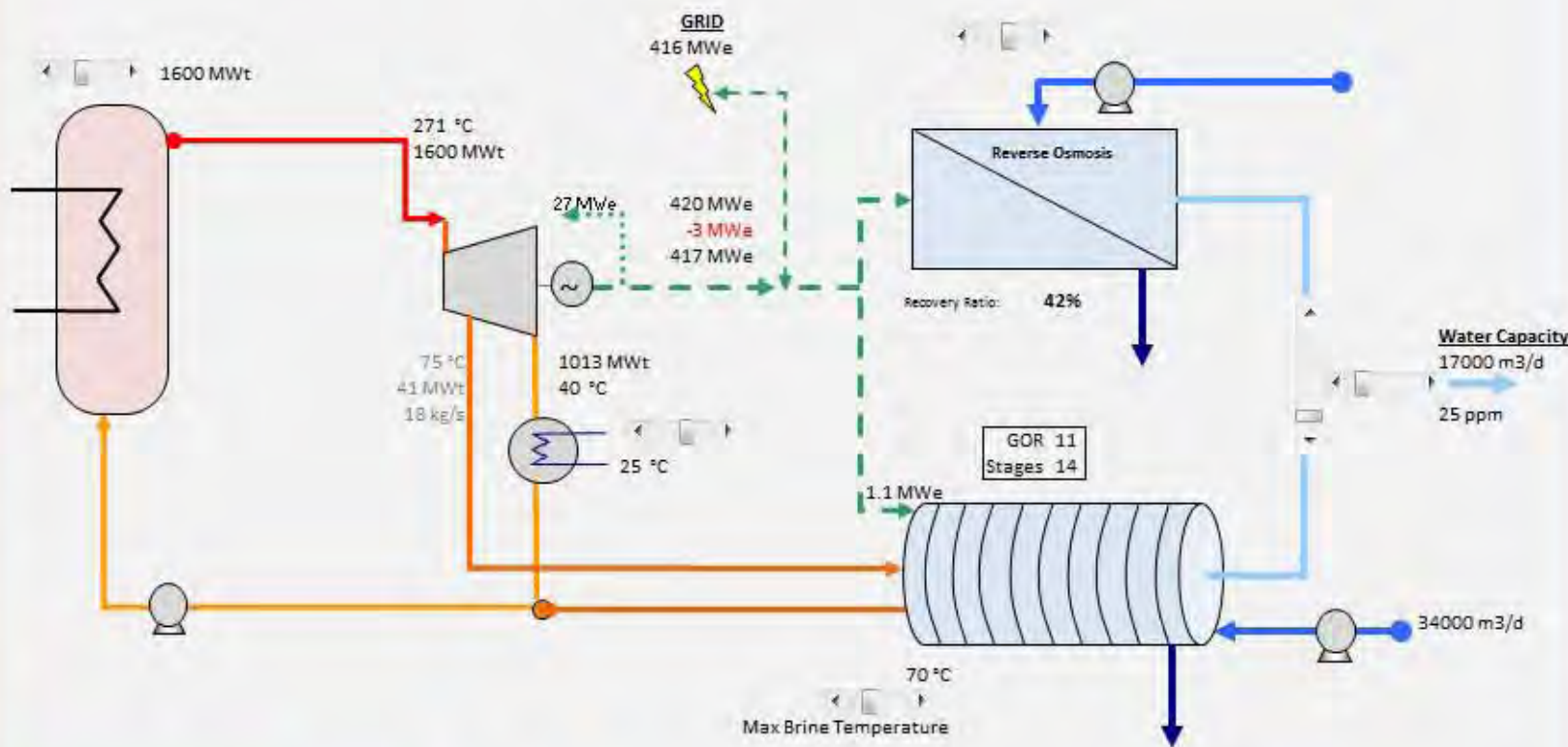
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

18. MED+RO carbón





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

67.4

WATER COST (\$/m3)

1.04

Levelized Capital costs

46.18

Overnight EPC

36.47

Other

9.70

Operating costs

21.25

Fuel

12.45

O&M

8.80

More cost details

Lifecycle Emissions

95 Mtn/yr

Thermal Utilization

27%

Power to Water Ratio

91 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle

▼

Nuclear ▼

Desalination Plant

Parameters

Multi Effect Distillation + Reverse Osmosis ▼

Intermediate loop

Parameters

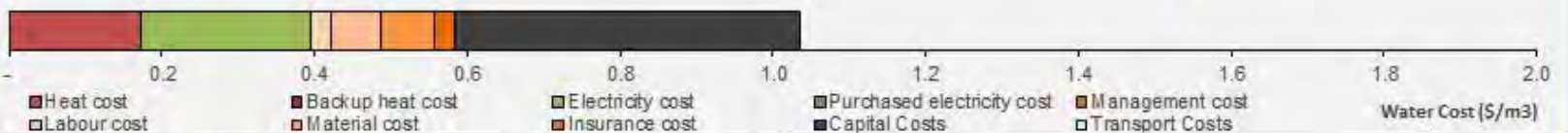
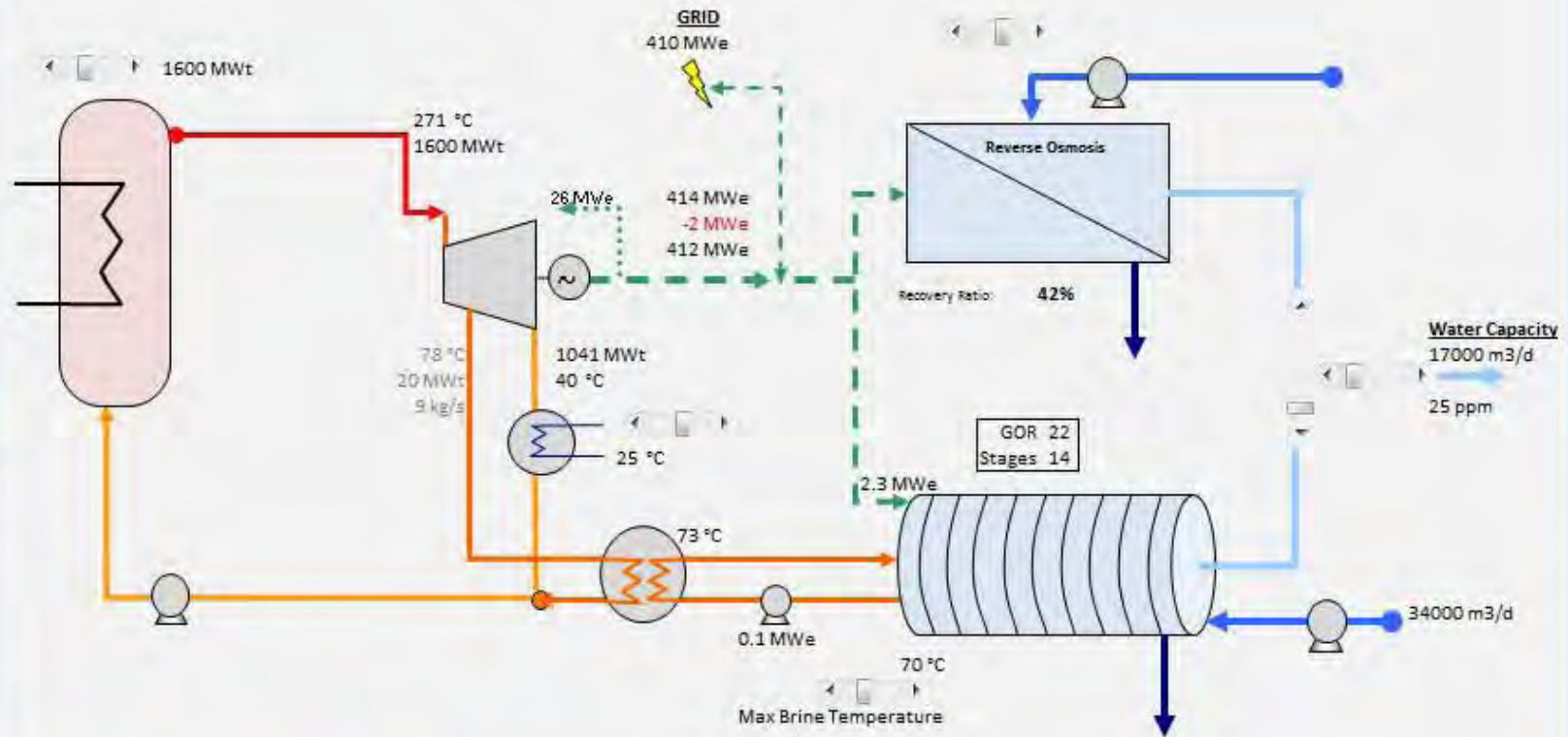
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

19. MED y VC + RO nuclear





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

235.8

WATER COST (\$/m3)

2.06

Levelized Capital costs	33.99
Overnight EPC	31.59
Other	2.40
Operating costs	201.78
Fuel	198.48
O&M	3.30

More cost details

Lifecycle Emissions	2504 Mtn/yr
Thermal Utilization	27%
Power to Water Ratio	93 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle Oil

Desalination Plant

Parameters

Multi Effect Distillation + Reverse Osmosis

Intermediate loop

Parameters

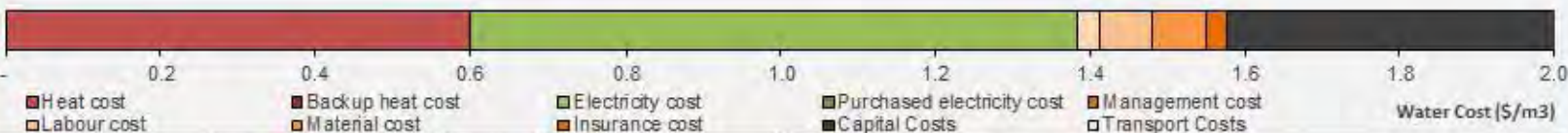
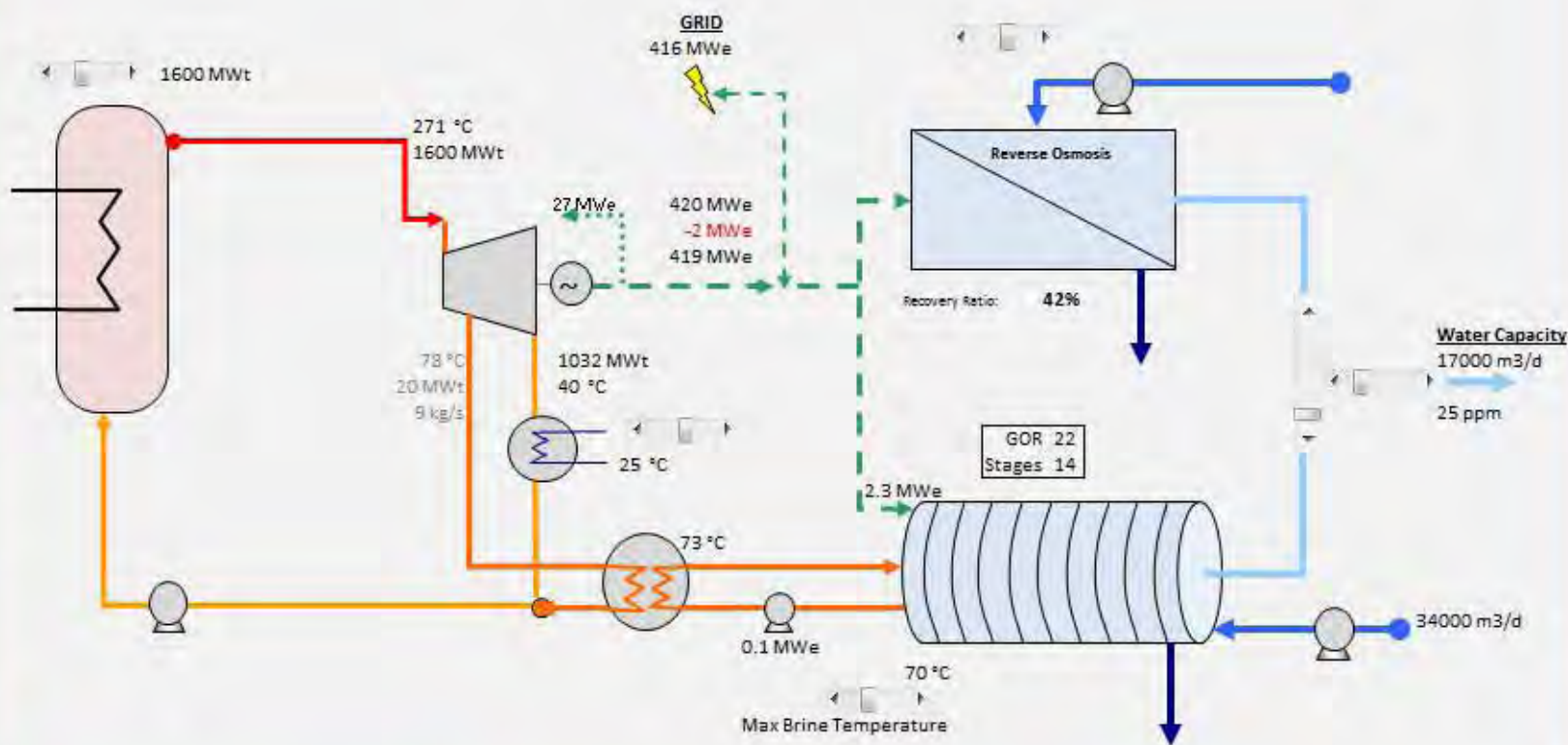
Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

20. MED y VC + RO petróleo





RESULTS

POWER COST (\$/MWh)

83.2

WATER COST (\$/m3)

1.16

Levelized Capital costs

0.48

Overnight EPC

0.38

Other

0.10

Operating costs

0.68

Energy

0.49

O&M

0.19

Transport

0.00

More cost details

Lifecycle Emissions

3443 Mtn/yr

Thermal Utilization

27%

Power to Water Ratio

93 MW/MGD

CUSTOMIZE

Power Plant

Parameters

Power : Steam Cycle



Coal



Desalination Plant

Parameters

Multi Effect Distillation + Reverse Osmosis



Intermediate loop

Parameters

Auxiliary Boiler

Parameters

Water Transport

Parameters

21. MED y VC + RO carbón

