



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE INGENIERÍA

**Estudio de incorporación de
reactores nucleares AP1000 al
Sistema Eléctrico Mexicano**

TESIS

Que para obtener el título de

Ingeniera Eléctrica Electrónica

PRESENTA

Rosalba Solís Soriano

DIRECTOR DE TESIS

Dr. Juan Luis Francois Lacouture



Ciudad Universitaria, Cd. Mx, 2018

Agradecimientos

*En los primeros 3 minutos
se escribió la historia
precisamente todo está pasando
aquí y ahora.*

A Mauricio Torres y al helado de mandarina que comenzaron todo esto. Gracias por hacer la pregunta que cambió mi vida

A Rosalba Soriano, por tanta y tanta paciencia. Hago algo más aparte de quejarme.

A las Solís Soriano, X & M, soy alguien muy complicada, asumo esa responsabilidad por ser la mayor. Gracias por cuidarme desde febrero, prometo regresar el favor, siempre.

A los Solís Rodríguez, por creer en mí, aunque nunca lo dicen.

A los Soriano Sanvicente, por el amor, la fe, la comida y el mezcal.

Disculpen ustedes este mal humor.

Especialmente a mis abuelas, Cruz Rodríguez y Enriqueta Soriano. Mucho de lo que soy lo aprendí de ustedes, desde mis facetas más dulces y suaves hasta las más fuertes y ácidas.

A Nayeli González por las porras desde Monterrey, desde 2008 y hasta la fecha, por leerme, sin importar hora o fecha. A Juan Manuel Rodríguez por los consejos y regaños desde Boston.

A las personas con quienes compartí momentos durante este ciclo, en la facultad, en el CELE y en toda la universidad. Algunas veces compartimos clases, y aún más importante, nuestro crecimiento y experiencias; por el café, la comida, el ocio, las pláticas serias y las absurdas, los buenos y malos consejos, los libros, las frases en otros idiomas, los mensajes y su apoyo. Por soportarme en los finales de semestre.

A la profesora Mayverena Jurado por sus consejos, y su apoyo constante, por todas las enseñanzas dentro y fuera del aula, ingenieriles, académicas y de otros muchos aspectos de la vida. Gracias infinitas.

Al personal altamente calificado de nuestro querido laboratorio, al Lic. Isaías Martínez por colaborar para que sea una mejor profesionista y persona; al Sr. Hugo Bárcenas, por esas charlas tan productivas y enriquecedoras. No cambiaría por nada todo lo que he aprendido entre instrumentos

Recibí la confianza, guía e infinita paciencia del grupo nuclear de la FI, en especial al Dr. Juan Luis Francois y a la Dra. Cecilia Martin Del Campo por ser el primer acercamiento a este mundo.

A mis sinodales que con sus comentarios enriquecieron este trabajo: Dra. Alejandra Barragán Martínez, M. en C. Edgar Salazar Salazar y Dr. Daniel Guillén Aparicio.

A la UNAM y su Facultad de Ingeniería, por la oportunidad de formarme como profesionista y como ser humano.

A todos los docentes de la FI, gracias por formar a mejores ingenieros y a mejores mexicanos.

A los que están y estarán.
También por los que estuvieron.
Por lo que un día fue, y no volverá a ser.

 Mi consejo es que defiendan, con toda su alma, aquello en lo que creen,
 hasta que la lógica y la experiencia prueben que están mal.
Recuerden: cuando el emperador parezca que está desnudo, es que está desnudo,
 la verdad y la mentira no son la misma cosa,
 y no hay aspecto, ni faceta, ni momento de la vida,
 que no se pueda mejorar con un trozo de pizza.

Introducción

Desde el siglo XIX, el uso del carbón y, posteriormente, de los hidrocarburos, comenzó a definir lo que hoy se denomina *Revolución Industrial*. Este período trajo consigo consecuencias en casi todos los sectores en los que se involucran los humanos. Las migraciones, de entornos rurales a las urbes en crecimiento, llevó a una transformación de todos los estratos sociales. En términos ecológicos, la explotación de los recursos naturales y el uso indiscriminado de combustibles fósiles tuvo como consecuencia un deterioro ambiental considerable.

En la actualidad, es evidente que como consecuencia de las actividades humanas se han modificado los ciclos naturales y la temperatura del planeta ha ido en aumento. Una amplia gama de fenómenos naturales como el aumento del nivel del mar, a consecuencia del derretimiento de los polos, ha llevado a eventos meteorológicos extremos. Para frenar este deterioro ambiental, países de todo el mundo han hecho cambios en sus leyes y normativas para favorecer el uso de energías más amigables con el medio ambiente.

Uno de los sectores que más contaminantes emite a la atmósfera, es el de la producción de energía. Una de las tecnologías de generación de energía eléctrica, con emisiones de gases de efecto invernadero más bajas, es la nuclear.

Proponer posibles escenarios en los que se aumente la participación de este tipo de tecnologías, en el Sistema Eléctrico Nacional, es un interés académico y la parte nuclear es de especial interés personal.

Para este estudio, se eligió como tecnología a analizar, la generación nucleoelectrica. Se enunciarán algunas de sus ventajas en comparación con otro tipo de tecnología. En particular, se eligió al reactor nuclear AP1000 de Westinghouse Electric Corporation. Este modelo, basado en uno anterior, cuenta con tecnología probada con modificaciones en favor de sus sistemas pasivos de seguridad.

Por el impacto directo en el desarrollo económico y social en México, y con posibles consecuencias trascendentales, la expansión del sistema de generación eléctrica requiere de una planeación minuciosa para satisfacer el crecimiento y demanda a corto, mediano y largo plazo.

Una de las características principales de un estudio de expansión, como lo indica el nombre, es el de revisar cómo sería el comportamiento de un sistema de generación eléctrica, con adiciones y retiros programados de centrales de diferentes tecnologías, de acuerdo con la normativa vigente.

Ligando lo mencionado anteriormente, se busca delimitar la problemática de instalación de plantas, con características fijas y definidas, que cubran la demanda de energía con el mínimo costo de generación sin descuidar la parte ecológica, energética, social y financiera.

Todos estos rubros encuadran un problema de optimización de tipo combinatorio. Para dar solución a esta problemática, el Departamento de Sistemas Energéticos, perteneciente a la Divi-

sión de Ingeniería Eléctrica, eligió una herramienta computacional que permite un análisis dependiente de variables, como costos y evolución de precios, abanico de tecnologías de generación eléctrica y sus características específicas, emisiones, metas de energía limpia y porcentaje de participación.

De esta manera, el objetivo de esta tesis es realizar un análisis energético y económico de la instalación de reactores nucleares AP1000 en el Sistema Eléctrico Mexicano sumado a los dos reactores actuales de Laguna Verde. Asimismo, estudiar las ventajas de usar el reactor AP1000 como generador de carga base, enunciando los beneficios energéticos, económicos y ambientales de su implementación.

La estructura de esta tesis titulada *“Estudio de incorporación de reactores nucleares AP1000 al Sistema Eléctrico Mexicano”* es la siguiente:

En el capítulo 1 se hace un repaso de los temas base para el entendimiento del funcionamiento de un reactor nuclear, en específico los reactores PWR, además de algunas de las clasificaciones que se les dan y un pequeño repaso histórico del desarrollo tecnológico.

En el capítulo 2 se reúne información básica de cómo se compone el Sistema Eléctrico Nacional. La base de datos se constituyó a partir de documentos elaborados por SENER, como el PRODESEN, COPAR, PIIRCE y otros. Así mismo se compila la normativa propuesta en este sexenio (2012-2018) que funge como marco jurídico a los cambios en el sector eléctrico y energético, misma que aplica para modificar la participación de tecnologías limpias en el país. En la última sección se muestran datos generales de la Central Nuclear Laguna Verde.

El capítulo 3 contiene una exposición de los sistemas que constituyen un reactor AP1000, sus generalidades como un PWR y las particularidades de sus componentes, haciendo énfasis en sus sistemas de seguridad pasivos.

El capítulo 4 describe el método usado en este estudio, su base matemática y su relación con la programación lineal y las ventajas sobre otros algoritmos.

El capítulo 5 contiene el planteamiento de escenarios, las variables que se usaron, así como algunas limitantes. Se muestran los resultados de este estudio, haciendo énfasis en sus repercusiones ambientales.

Finalmente, en el capítulo 6 se presentan las conclusiones del estudio y algunos comentarios adicionales.

Tabla de Contenidos

Índice de Tablas

TABLA 1.1 ENERGÍA LIBERADA EN UNA FISIÓN NUCLEAR	6
TABLA 2.1 COMPOSICIÓN DEL PARQUE DE GENERACIÓN (MW)	23
TABLA 2.2 CAPACIDAD INSTALADA POR ENTIDAD FEDERATIVA	24
TABLA 2.3 GENERACIÓN POR ENTIDAD FEDERATIVA	25
TABLA 2.4 GENERACIÓN DE ENERGÍA ELÉCTRICA POR MODALIDAD 2016	26
TABLA 2.5 CARACTERÍSTICAS DE LAS CENTRALES ELÉCTRICAS EN OPERACIÓN EN 2016	27
TABLA 2.6 REGIONES DE TRANSMISIÓN	30
TABLA 2.7 CAPACIDAD DE TRANSMISIÓN POR REGIÓN DE CONTROL	31
TABLA 2.8 CARACTERÍSTICAS DE LA CENTRAL DE GENERACIÓN NUCLEOELÉCTRICA	35
TABLA 4.1 VARIABLES LA FUNCIÓN OBJETIVO	71
TABLA 5.1 ADICIONES FIJAS EN CAPACIDAD (MWE)	75
TABLA 5.2 RETIROS FIJOS EN CAPACIDAD (MWE)	75
TABLA 5.3 DATOS DE COMBUSTIBLE POR TIPO DE TECNOLOGÍA	79
TABLA 5.4 EMISIONES DE CONTAMINANTES POR TIPO DE TECNOLOGÍA	89

Índice de Figuras

FIGURA 1.1 TIPOS DE EMISIONES Y EL BLINDAJE CORRESPONDIENTE	5
FIGURA 1.2 REPRESENTACIÓN ESQUEMÁTICA DE UNA REACCIÓN EN CADENA POR FISIÓN DE UN NÚCLEO	7
FIGURA 1.3 ANALOGÍA ENTRE UNA CENTRAL TÉRMICA CONVENCIONAL Y UNA CENTRAL NUCLEAR	11
FIGURA 1.4 ESQUEMA DE UNA CENTRAL NUCLEAR EQUIPADA CON UN REACTOR TIPO PWR	12
FIGURA 1.5 ESQUEMA DE UNA CENTRAL NUCLEAR EQUIPADA CON UN REACTOR TIPO BWR	13
FIGURA 1.6 ARREGLO ESQUEMÁTICO DE LOS COMPONENTES DEL CIRCUITO PRIMARIO DE UN PWR	16
FIGURA 2.1 PARTICIPACIÓN EN LA CAPACIDAD DE GENERACIÓN POR EL TIPO DE TECNOLOGÍA	22
FIGURA 2.2 REGIONES DE CONTROL DEL SEN	28
FIGURA 2.3 CAPACIDAD DE LAS INTERCONEXIONES INTERNACIONALES SEN 2016	30
FIGURA 2.4 ESQUEMA DE LA CNLV	32
FIGURA 2.5 LOCALIZACIÓN, CAPACIDAD Y GENERACIÓN DE LA PLANTA LAGUNA VERDE	33
FIGURA 2.6 VISTA VÍA SATÉLITE DE LA PLANTA LAGUNA VERDE	34
FIGURA 3.1 ESQUEMA GENERAL DE UNA PLANTA AP600	37
FIGURA 3.2 ESQUEMA DE UNA PLANTA AP1000	37
FIGURA 3.3 COMPARACIÓN ENTRE UNA CENTRAL ESTÁNDAR PWR Y UNA CENTRAL AP1000	39
FIGURA 3.4 ESQUEMA GENERAL DE LOS PROCESOS ASOCIADOS AL NSSS	39
FIGURA 3.5 ESQUEMA DE UNA VASIJA ESTÁNDAR DE UN PWR	40
FIGURA 3.6 VASIJA DE UN PWR WESTINGHOUSE	40
FIGURA 3.7 (A) ARREGLO DE LOS ENSAMBLES DE COMBUSTIBLE EN UN PWR ESTÁNDAR	41
FIGURA 3.7 (B) ARREGLO DE LOS ENSAMBLES DE COMBUSTIBLE DE UN AP1000	41
FIGURA 3.8 VISTA TRANSVERSAL DE UNA VASIJA DE UN PWR	41
FIGURA 3.9 ESQUEMA COMPARATIVO DE UN AP600 Y UN AP1000	42
FIGURA 3.10 SISTEMA PRIMARIO DE UN AP600	43
FIGURA 3.11 DIAGRAMA DEL GENERADOR DE VAPOR DE UN AP1000	44
FIGURA 3.12 BOMBAS DE CIRCULACIÓN DE REFRIGERANTE AP1000	45
FIGURA 3.13 DIAGRAMA DE LA VASIJA DE UN AP1000	47
FIGURA 3.14 SISTEMAS DE ENFRIAMIENTO DEL NÚCLEO DEL AP1000	52
FIGURA 3.15 PCS DE UN AP1000	54
FIGURA 3.16 ESQUEMA DE CONSTRUCCIÓN PROPUESTO POR MK	57
FIGURA 3.17 SIMULACIÓN DE LA CONSTRUCCIÓN MODULAR DE UNA PLANTA AP1000	58

FIGURA 4.1 ESTRUCTURA DE VARIABLES Y LIMITES INFERIORES Y SUPERIORES	62
FIGURA 4.2 UN POLIEDRO CONVEXO BIDIMENSIONAL CON CINCO PUNTOS EXTREMOS.	65
FIGURA 4.3 UN POLIEDRO CONVEXO BIDIMENSIONAL SIN LÍMITES CON DOS PUNTOS EXTREMOS Y DOS DIRECCIONES EXTREMAS.	66
FIGURA 4.4 UN POLIEDRO CONVEXO BIDIMENSIONAL CON DEGENERACIÓN EN EL VÉRTICE D.	67
FIGURA 4.5 REPRESENTACIÓN GRÁFICA DEL MÉTODO SIMPLEX	69
FIGURA 4.6 METODOLOGÍA DE LA PLANEACIÓN CON EL MODELO USADO	70
FIGURA 5.1 HOJA DE CÁLCULO SIMISE SIMPLEX.	74
FIGURA 5.2 METAS DE ENERGÍA LIMPIA 2017-2031	77
FIGURA 5.3 TENDENCIA DE LAS METAS DE ENERGÍA LIMPIA 2017-2031	77
FIGURA 5.4 CONSUMO DE COMBUSTIBLE	78
FIGURA 5.5 PRECIO DEL URANIO 2017-2031	80
FIGURA 5.6 PRECIO DEL URANIO 2000-2017	81
FIGURA 5.7 PRECIO DEL URANIO 2016-2017	81
FIGURA 5.8 PRECIOS DEL URANIO USADOS EN SIMISE SIMPLEX.	82
FIGURA 5.9 DEMANDA ANUAL DE ELECTRICIDAD.....	83
FIGURA 5.10 APARTADO DE CONDICIONALES PARA LA CORRIDA.....	84
FIGURA 5.11 CONDICIONES NECESARIAS PARA ENCONTRAR UNA SOLUCIÓN EN EL ESCENARIO ESTABLECIDO.....	84
FIGURA 5.12 MENSAJE EN EL CASO DE QUE SE ENCUENTRE UNA SOLUCIÓN VIABLE	85
FIGURA 5.13 MENSAJE EN EL CASO DE QUE NO SE ENCUENTRE UNA SOLUCIÓN PARA COSTO MÍNIMO DEL SISTEMA..	85
FIGURA 5.14 (A) PORCENTAJE DE PARTICIPACIÓN DE ENERGÍAS LIMPIAS POR DÉCADA. (ESCENARIOS 1, 2 Y 3)	86
FIGURA 5.14 (B) PORCENTAJE DE PARTICIPACIÓN DE ENERGÍAS LIMPIAS POR DÉCADA. (ESCENARIOS 4, 5 Y 6)	87
FIGURA 5.15 CANTIDAD DE CO ₂ EMITIDO POR TIPO DE TECNOLOGÍA (KG/MWH)	87
FIGURA 5.16 CONTAMINANTES EMITIDOS POR TIPO DE TECNOLOGÍA (KG/MWH)	87
FIGURA 5.17 (A) EMISIONES PARA ADICIÓN DE UN REACTOR (ESCENARIOS 1, 2 Y 3)	88
FIGURA 5.17 (B) EMISIONES PARA ADICIÓN DE DOS REACTORES (ESCENARIOS 4, 5 Y 6)	88
FIGURA 5.18 (A) COSTO MÍNIMO DEL SISTEMA. (ESCENARIOS 1, 2 Y 3)	90
FIGURA 5.18(B) COSTO MÍNIMO DEL SISTEMA.(ESCENARIOS 4, 5 Y 6)	91
FIGURA 5.19 (A) COSTOS DEL DESPACHO DE ENERGÍA ELÉCTRICA. (ESCENARIOS 1, 2 Y 3).....	92
FIGURA 5.19 (B) COSTOS DEL DESPACHO DE ENERGÍA ELÉCTRICA. (ESCENARIOS 4, 5 Y 6).....	93

Índice General

A

INTRODUCCIÓN

III

TABLA DE CONTENIDOS

V

INDÍCE DE TABLAS

V

INDÍCE DE FIGURAS

V

INDÍCE GENERAL

VII

CAPÍTULO 1. REACTORES NUCLEARES

1

1.1 CONCEPTOS BÁSICOS DE FÍSICA NUCLEAR

1

1.1.1 EL MODELO ESTÁNDAR

1

1.1.2 LAS FUERZAS Y PARTÍCULAS PORTADORAS

1

1.1.3 MODELO NUCLEAR

2

1.1.4 MASA ATÓMICA.

3

1.1.5 MASA MOLECULAR

4

1.1.6 RADIACIÓN

4

1.1.7 FISIÓN NUCLEAR

5

1.1.8 MATERIALES FISIONABLES, MATERIALES FÍSILES Y MATERIALES FÉRTILES.

6

1.2 CLASIFICACIÓN DE REACTORES POR SUS CARACTERÍSTICAS.

7

1.2.1 REACTORES TÉRMICOS

7

1.2.2 REACTORES DE URANIO ENRIQUECIDO

8

1.2.3 REACTORES DE URANIO NATURAL

8

1.2.4 REACTORES DE COMBUSTIBLE MIXTO DE URANIO-PLUTONIO (MOX)

8

1.2.5 REACTORES RÁPIDOS

8

1.2.6 REACTORES CONVERTIDORES Y DE CRÍA

9

1.3 REACTORES NUCLEARES DE FISIÓN

9

1.3.1 EL REACTOR DE FISIÓN NUCLEAR

9

1.3.2 ELEMENTOS DE UN REACTOR NUCLEAR

12

1.4 DESARROLLO TECNOLÓGICO DE REACTORES

15

1.5 PWR

15

CAPÍTULO 2. SISTEMA ELÉCTRICO MEXICANO

17

2.1 REGIMEN JURÍDICO VIGENTE PARA EL PERÍODO 2012-2018

17

2.2 GENERACIÓN

20

2.2.1 TECNOLOGÍAS CONVENCIONALES

20

2.2.2 TECNOLOGÍAS LIMPIAS

21

2.2.3 CAPACIDAD INSTALADA

21

2.3 REGIONES DEL SISTEMA ELÉCTRICO NACIONAL

28

2.3.1 REGIONES DE TRANSMISIÓN

29

2.4 LAGUNA VERDE

32

2.4.1 CARACTERÍSTICAS DE LA CENTRAL NUCLEAR DE LAGUNA VERDE (CNLV)

33

2.5 COSTOS DEL SISTEMA ELÉCTRICO NACIONAL

36

CAPÍTULO 3. REACTOR AP1000

37

3.1 ANTECEDENTES

38

3.2 DESCRIPCIÓN DEL EQUIPO PRINCIPAL

38

3.2.1 DISEÑO DEL REACTOR

40

3.2.2 GENERADORES DE VAPOR

43

3.2.3 BOMBAS DE REFRIGERACIÓN Y TUBERÍA

45

3.2.4 PRESURIZADOR

46

3.2.5 VASIJA DE CONTENCIÓN

46

3.3 CARACTERÍSTICAS NUCLEARES DE SEGURIDAD

48

3.3.1 SISTEMAS PASIVOS DE SEGURIDAD (PSS)	49
3.3.2 SISTEMA DE CONTROL QUÍMICO Y DE VOLUMEN	49
3.3.3 SISTEMA DE ELIMINACIÓN DE CALOR RESIDUAL	50
3.3.4 SISTEMAS DE EMERGENCIA DE REFRIGERACIÓN DE NÚCLEO	50
3.3.5 INYECCIÓN Y DESPRESURIZACIÓN DE SEGURIDAD	51
3.3.5 ELIMINACIÓN DE CALOR RESIDUAL CON REMOCIÓN PASIVA	52
3.3.6 SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DE CONTENCIÓN PASIVA	53
3.3.7 EVALUACIÓN PROBABILÍSTICA DEL RIESGO (PRA, PROBABILISTIC RICK ASSESSMENT)	55
3.3.8 RETENCIÓN DE ESCOMBROS FUNDIDOS DENTRO DE LA VASIJA	56
3.4 CALENDARIO DE COSTO Y CONSTRUCCIÓN	56
<u>CAPÍTULO 4. MÉTODO SIMPLEX EN ESCENARIOS DE EXPANSIÓN DEL SECTOR ELÉCTRICO</u>	<u>60</u>
4.1 DESCRIPCIÓN DEL MODELO USADO	60
4.1.1 PROGRAMACIÓN LINEAL	60
4.2 FORMULACIÓN DEL PROBLEMA POR EL MÉTODO SIMPLEX	62
4.2.1 SOLUCIÓN A PROBLEMAS LP POR EL MÉTODO SIMPLEX	63
4.2.2 LA GEOMETRÍA DE LAS RESTRICCIONES	65
4.3 EL MÉTODO SIMPLEX SIMPLE	68
4.4 PLANTEAMIENTO DE ESCENARIOS	70
4.4.1 FUNCIÓN OBJETIVO	71
<u>CAPÍTULO 5. APLICACIÓN AL ANÁLISIS DE ESCENARIOS</u>	<u>74</u>
5.1 DESCRIPCIÓN DE LA PLANTILLA GENERAL (ESCENARIO BASE)	74
5.1.1 ADICIONES Y RETIROS FIJOS EN CAPACIDAD	75
5.1.2 METAS DE ENERGÍA LIMPIA	76
5.1.3 COMBUSTIBLES	77
5.1.4 DEMANDA	83
5.2 RESULTADOS	86
5.2.1 PORCENTAJE DE PARTICIPACIÓN Y METAS DE ENERGÍAS LIMPIAS	86
5.2.2 EMISIONES DE CONTAMINANTES	87
5.2.3 COSTOS DEL SISTEMA	90
<u>CAPÍTULO 6. CONCLUSIONES</u>	<u>94</u>
<u>REFERENCIAS</u>	<u>96</u>

Capítulo 1. Reactores nucleares

1.1 Conceptos básicos de física nuclear

1.1.1 El modelo estándar

Las teorías y descubrimientos de miles de físicos desde la década de 1930 han dado lugar a una mejor percepción en la estructura fundamental de la materia. Esto es, todo en el universo se encuentra formado por unos pocos bloques básicos llamados partículas fundamentales, gobernadas por cuatro fuerzas fundamentales.

Nuestra comprensión de cómo estas partículas y tres de las fuerzas están relacionados entre sí se encapsula en el modelo estándar de la física de partículas. Este modelo, desarrollado en la década de 1970, ha explicado satisfactoriamente la mayoría de los resultados experimentales y predicho una amplia variedad de fenómenos. Con el tiempo, y a través de muchos experimentos, el modelo estándar se ha establecido como una teoría física bien sustentada.

1.1.2 Las fuerzas y partículas portadoras

Hay cuatro fuerzas fundamentales que gobiernan el universo: la fuerza nuclear fuerte, la fuerza nuclear débil, la fuerza electromagnética y la fuerza de la gravedad. Estas fuerzas trabajan en diferentes rangos y tienen diferentes intensidades. La gravedad es la más débil, pero tiene una gama infinita. La fuerza electromagnética también tiene rango infinito, pero es muchas veces más fuerte que la gravedad. Las fuerzas nucleares débiles y fuertes son eficaces sólo durante un alcance muy corto y dominan sólo en el nivel de partículas subatómicas. A pesar de su nombre, la fuerza nuclear débil es mucho más fuerte que la gravedad, pero de hecho es la más débil de las otras tres. La fuerza (nuclear) fuerte, como su nombre indica, es la más fuerte de las cuatro interacciones fundamentales.

Tres de las fuerzas fundamentales son el resultado de los intercambios de partículas portadoras de fuerza, que pertenecen a un grupo más amplio denominado bosones.

Las partículas de materia transfieren cantidades discretas de energía mediante el intercambio de bosones entre sí. Cada fuerza fundamental tiene su bosón correspondiente (la nuclear fuerte es llevada por gluones, la fuerza electromagnética es llevada por fotones, y los bosones W y Z son responsables de la nuclear débil).

Aunque todavía no se encuentra, el gravitón debe ser la partícula portadora de la fuerza gravitacional. El modelo estándar incluye las fuerzas electromagnéticas, nuclear fuerte y débil y todas sus partículas portadoras, y explica también cómo estas fuerzas actúan sobre todas las partículas de materia.

La teoría cuántica se utiliza para describir el mundo a nivel microscópico, y la teoría de la relatividad general para el nivel macroscópico. Para la física de partículas, cuando se trata de la escala minúscula, el efecto de la gravedad es tan débil como para ser insignificante.

Las partículas de interés para el ingeniero nuclear se pueden dividir en leptones y hadrones. El electrón, positrón y neutrino son leptones. Los hadrones de interés son el protón y el neutrón, que pertenecen a una subclase de hadrones llamada bariones.

Las partículas importantes en la ingeniería nuclear son:

Electrón

Esta partícula tiene una masa de $m_e = 9.109 \times 10^{-31}$ kg y una carga eléctrica de $e = 1.602 \times 10^{-19}$ C.

Protón

El protón tiene una masa de $m_p = 1.672 \times 10^{-27}$ kg y una carga eléctrica de igual magnitud que el electrón ($e = 1.602 \times 10^{-19}$ C).

Neutrón

Esta partícula es un poco mayor que la masa del protón $m_n = 1.675 \times 10^{-27}$ kg y como su nombre lo indica es eléctricamente neutro.

Fotón

En la física de partículas existe el fenómeno de dualidad onda-partícula: la luz se propaga como onda, pero interacciona con la materia como una partícula. La luz se comporta como una onda en fenómenos ópticos y como partícula cuando interacciona con materia para el intercambio de paquetes energéticos conocidos como cuantos.

El fotón es la partícula responsable de todas las manifestaciones cuánticas en el espectro electromagnético y tiene una masa cero en reposo. Tiene una velocidad constante de c (velocidad de la luz = 2.998×10^8 m/s).

Neutrino

Esta partícula tiene masa cero en reposo y no posee carga eléctrica. Aparece en el decaimiento de algunos núcleos. Existen al menos seis tipos de neutrinos, de los cuales sólo dos son importantes en procesos nucleares de interés para este trabajo.

1.1.3 Modelo nuclear

Para la ingeniería nuclear se parte del modelo del átomo de forma convencional, que consiste en un núcleo rodeado por una nube de electrones en órbita. El núcleo puede verse como un conjunto denso y fuertemente ligado a protones y neutrones; los protones tienen una carga eléctrica positiva igual en magnitud a la de un electrón. Los neutrones no tienen carga eléctrica. La masa del núcleo constituye la mayor parte de la masa total del átomo, pero el núcleo ocupa sólo $\frac{1}{10^{13}}$ del volumen total del átomo.

Al número de protones en el núcleo se le da el nombre de número atómico y se le designa con una Z. Al número de neutrones en el núcleo se le designa con una N. Una cantidad más es la suma, Z+N, la cual se designa con una A, y recibe el nombre de número de masa.

A los neutrones y protones, constituyentes del núcleo, se les llama nucleones.

$$A=Z+N \quad (\text{ecuación 1.1})$$

en donde:

A = Número de masa = Número de nucleones

Z = Número atómico = Número de protones

N = Número de neutrones

En un átomo neutro, el número de electrones que giran alrededor del núcleo es igual al número de protones del mismo, lo que hace al átomo eléctricamente neutro. El número atómico, Z, determina las características químicas de un material; todos los átomos con un valor dado de Z pertenecen al mismo elemento químico.

Isótopo

Los isótopos son átomos de un mismo elemento, cuyos núcleos tienen una cantidad diferente de neutrones, y, por lo tanto, difieren en número másico.

1.1.4 Masa atómica.

Por acuerdo internacional, la masa atómica es la masa de un átomo, en unidades de masa atómica (*uma*). Una unidad de masa atómica se define como una masa exactamente igual a un doceavo de la masa de un átomo de carbono-12, denotado ^{12}C o C-12. El ^{12}C es el isótopo del carbono que tiene seis protones y seis neutrones. Al fijar la masa del ^{12}C como 12 *uma*, se tiene el átomo que se utiliza como referencia para medir la masa atómica de los demás elementos.

Número de Avogadro

En el Sistema Internacional, el mol es la cantidad de una sustancia que contiene tantas entidades elementales (átomos, moléculas u otras partículas) como átomos hay exactamente en 12 g del isótopo de ^{12}C . El número real de átomos en 12 g de ^{12}C se determina experimentalmente. Este número se denomina número de Avogadro (N_A), en honor del científico italiano Amedeo Avogadro. El valor comúnmente aceptado es: $N_A = 6.0221367 \times 10^{23}$ átomos (o moléculas) / mol

Entonces, 1 mol de átomos de ^{12}C tiene una masa exactamente de 12 g y contiene 6.022×10^{23} átomos. Esta cantidad de ^{12}C es su masa molar y se define como la masa (en gramos o kilogramos) de 1 mol de unidades (como átomos o moléculas) de una sustancia. Se observa que la masa molar del ^{12}C (en gramos) es numéricamente igual a su masa atómica expresada en *uma*. De igual forma sucede con cualquier otro elemento. Si se conoce la masa atómica de un elemento, también se conoce su masa molar.

1.1.5 Masa molecular

Es posible calcular la masa de las moléculas si se conocen las masas atómicas que las forman. La masa molecular es la suma de las masas atómicas (en *uma*) en una molécula

La masa molecular del agua (H₂O) es:

$$2 (\text{masa atómica del H}) + \text{masa atómica del O} \\ 2(1.007 \text{ uma}) + 15.994 \text{ uma} = 18.008 \text{ uma}$$

1.1.6 Radiación¹

La radiación es un fenómeno presente en la Tierra y a través del cosmos. Es energía que se propaga en forma de partículas u ondas electromagnéticas a través del espacio (por un medio sólido, gas o vacío).

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 (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 nuestros cinco sentidos y 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. Se dice que estos átomos son radiactivos. Otros elementos creados artificialmente por el hombre como el plutonio y el curio también son radiactivos.

Fuentes de radiación

Todos los seres vivos reciben radiación tanto de fuentes naturales como de fuentes creadas por el hombre. La altitud y la composición del suelo influyen en la cantidad de radiación que recibimos, la frecuencia de viajes aéreos, de radiografías y tratamientos de medicina nuclear también influyen.

Son fuentes de radiación natural:

La *radiación natural de fondo*, proveniente por ejemplo del radón, el cual es un gas radiactivo emitido por el decaimiento natural de elementos radiactivos contenidos en la corteza terrestre.

La *radiación de los rayos cósmicos* procedentes del espacio exterior.

Los materiales de construcción de casas, calles y edificios son también ligeramente radiactivos a causa de los minerales que contienen.

Fuentes de radiación natural se encuentran también en cuerpos de plantas, animales y humanos, por ejemplo, en el cuerpo humano los tejidos contienen carbón radiactivo.

Son fuentes de radiación creadas por el hombre:

- Rayos-X, diagnósticos y tratamientos de medicina nuclear.
- Detectores de humo, televisores, computadoras.
- Centrales nucleoelectricas.
- Centrales carboelectricas.

¹ Martin Del Campo, Cecilia. *Apuntes de Fundamentos de Ingeniería Nuclear. Guía de estudio para examen de admisión a Maestría en Ingeniería México 2010*

En los reactores nucleares el combustible de uranio se convierte en material altamente radiactivo mientras se produce el calor aprovechado para generar energía eléctrica. Sin embargo, la cantidad de radiación liberada durante la operación normal de una central nuclear es muy pequeña comparada con la cantidad de radiación de origen natural y la creada por el hombre en otras fuentes.

Existen principalmente tres tipos de radiación en el decaimiento radiactivo²

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

Beta. Partícula ligera con la masa y la carga eléctrica del electrón; puede ser negativa (β^-) o positiva (β^+), se detiene con algunos metros de aire, unos milímetros de agua, o un sólido delgado.

Gama. (γ) Radiación electromagnética con naturaleza similar a la de la luz, es muy penetrante y para protegerse de ella son necesarios blindajes de un material pesado, como puede ser el plomo o el concreto, de gran espesor.

Otros dos tipos de radiación que no se producen por decaimiento radiactivo son:

Rayos X: Son también radiación electromagnética, se producen en aparatos de rayos X para tomar radiografías.

Neutrones: Se producen en las reacciones de fisión dentro de los reactores nucleares. Son también muy penetrantes, sin que sean absorbidos por el aire. Los compuestos de algunos elementos químicos, como el boro y el cadmio, son buenos absorbentes de neutrones.

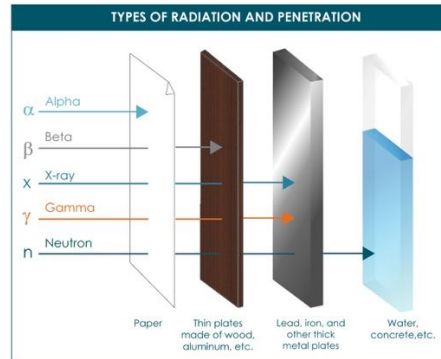


Figura 1.1 Tipos de emisiones y el blindaje correspondiente. [6]

Las principales radiaciones ionizantes son: las radiaciones alfa, beta, y gamma, los rayos X y los neutrones. De ellas, las dos primeras son radiaciones directamente ionizantes, y las demás son indirectamente ionizantes.

1.1.7 Fisión Nuclear

De las tres clases de reacciones nucleares que ofrecen posibilidades como fuentes de energía (decaimiento radiactivo, la fisión nuclear y la fusión nuclear), la fisión es la que, actualmente, tiene el primer lugar en la cantidad de energía nuclear que realmente se está produciendo. La fisión

² Proceso en el cual un núcleo inestable se transforma en uno más estable, emitiendo partículas (y/o fotones) y liberando energía en el proceso. A una sustancia que experimenta este fenómeno se denomina radioactiva.

en cualquier elemento más pesado que el hierro produce energía, y la fusión en cualquier elemento más liviano que el hierro requiere energía.

La fisión de núcleos pesados es un proceso exotérmico lo que supone que se liberan cantidades sustanciales de energía. El proceso genera mucha más energía que la liberada en las reacciones químicas. La energía que se libera en el proceso de fisión se emite, tanto en forma de energía cinética de los productos de la fisión, como en forma de radiación beta, gamma y la emisión de neutrones. Se puede calcular un valor Q para una reacción de fisión, sin embargo, la fisión es toda una serie de reacciones y es necesario obtener algún promedio, también, hay variación de un isótopo fisionable a otro. En general, se puede considerar la energía promedio por fisión igual a 200 MeV y repartida como sigue:

Tabla 1.1
Energía liberada en una fisión nuclear³

	MeV
Fragmentos de fisión	168
Partículas beta	8
Fotones gamma	19
Neutrones	5
Neutrinos	(12)
	200

La energía del neutrino no se cuenta porque no es recuperable, el grueso de la energía tiene forma de la energía cinética de los dos fragmentos de fisión (los núcleos productos de la fisión). Estos fragmentos salen de la reacción de fisión como iones. Se frenan muy rápido y su energía se convierte en energía térmica a una distancia de micras del lugar de la fisión. La energía de los fotones gamma y de los neutrones se deposita en un intervalo mucho mayor.

Los núcleos atómicos lanzados como productos de la fisión pueden ser de varios elementos químicos. Los elementos que se producen son resultado del azar, pero estadísticamente el resultado más probable es encontrar núcleos con la mitad de protones y neutrones del átomo fisionado original. Los productos de la fisión son generalmente altamente radiactivos, no son isótopos estables; estos isótopos entonces decaen, mediante cadenas de desintegración.

1.1.8 Materiales fisionables, materiales fítiles y materiales fértiles.

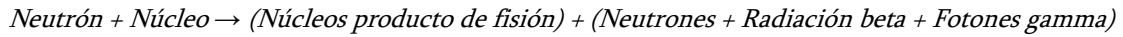
El isótopo fisionable se define como aquel en el cual la reacción de fisión puede ser causada por neutrones. El isótopo fítil es aquel en el cual la fisión puede ser causada por neutrones de baja energía, no se requiere que haya un mínimo en la energía del neutrón, los isótopos fítiles son una subclase de los isótopos fisionables.

³ *Idem 1*

Muy pocos isótopos son físi­les; los más importantes son el uranio 233, el uranio 235 y el pluto­nio 239. De éstos sólo el uranio 235 se encuentra en la naturaleza, como el 0.71% del uranio natural, el uranio 238 forma el otro 99.3%, los otros dos isótopos son producto de reacciones con neutrones seguidas de decaimientos beta.

La física de la fisión

Es posible expresar la reacción de fisión con palabras:



El neutrón penetra en el núcleo (volviéndolo inestable) y por un momento existe un núcleo compuesto. En esta etapa es posible que dicho núcleo decaiga a su estado base con la emisión de radiación gamma. Sin embargo, cuando se realiza la fisión, el núcleo compuesto se parte, usualmente en un par de núcleos. A estos núcleos se les llama productos de fisión, por lo general son radioactivos y decaen por emisión β^- .

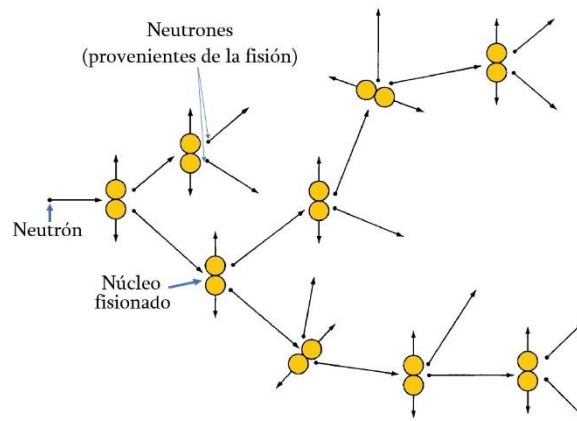


Figura 1.2 Representación esquemática de una reacción en cadena por fisión de un núcleo [2]

1.2 Clasificación de reactores por sus características.

1.2.1 Reactores térmicos

En estos reactores, las fisiones nucleares se realizan con neutrones de baja energía, es decir con neutrones lentos o térmicos; para lo cual utilizan un moderador, el cual es un elemento ligero, con peso atómico bajo que absorbe gran parte de la energía reduciendo la velocidad de los neutrones y éstos reducen su nivel energético hasta el correspondiente a la temperatura del combustible, alcanzando un equilibrio térmico. Son los reactores más abundantes y existen dos categorías principales:

Los reactores a base de uranio enriquecido que utilizan agua ligera⁴ (H₂O) como refrigerante y moderador.

⁴ En ingeniería nuclear se le llama agua ligera a la molécula compuesta por 2 átomos de hidrógeno y uno de oxígeno (H₂O)

Los reactores a base de uranio natural que utilizan agua pesada⁵ (D₂O) como moderador y refrigerante.

1.2.2 Reactores de uranio enriquecido

Utilizan uranio enriquecido como combustible (generalmente en forma de óxido de uranio). El enriquecimiento es un proceso de alta tecnología y costoso. Una planta de enriquecimiento sólo se justifica si se tiene un programa nuclear grande. La mayoría de reactores en el mundo son reactores de agua ligera (LWR *Light Water Reactor*) y uranio enriquecido. Se distinguen principalmente dos tipos: Los reactores de agua hirviente (BWR *Boiling Water Reactor*) y los reactores de agua a presión (PWR *Pressurized Water Reactor*).

1.2.3 Reactores de uranio natural

Utilizan uranio natural como combustible (generalmente en forma de óxido de uranio). Este tipo de reactores CANDU (*Canadian Deuterium Uranium*) es construido principalmente en Canadá, en Argentina y en India. Tienen la gran ventaja de no requerir el proceso de enriquecimiento isotópico del uranio en U-235. Sin embargo, requieren de la utilización de agua pesada como moderador ya que la absorción de neutrones es menor. Por lo tanto, es necesaria la fabricación de agua pesada, proceso que es de alta tecnología, pero es más accesible que la del enriquecimiento de uranio.

1.2.4 Reactores de combustible mixto de uranio-plutonio (MOX)

El plutonio es un material fisil que no existe en la naturaleza. Se forma como resultado de la captura de neutrones en el U-238 y después de una reacción de decaimiento radiactivo. En estos reactores se utiliza combustible en forma de óxido mixto de uranio y plutonio. El plutonio procede de las plantas de reprocesamiento que aprovechan el plutonio producido en los mismos reactores en ciclos de operación anteriores (o de otros reactores). Este tipo de combustible puede ser utilizado en los reactores de agua hirviente o en reactores de agua a presión.

La utilización de este tipo de combustible es una tecnología dentro del marco del desarrollo sustentable. Aprovecha combustible creado en los mismos reactores, lo cual ayuda a reducir el consumo de uranio. Además, disminuye la cantidad de material altamente radiactivo que tiene que ser almacenado en depósitos especialmente diseñados para mantener el medio ambiente protegido durante un tiempo indefinido.

1.2.5 Reactores rápidos

En estos reactores, las fisiones nucleares se realizan principalmente con neutrones de alta energía, es decir con neutrones rápidos; por lo que estos reactores no utilizan moderador y los neutrones liberados en la fisión conservan una energía cinética elevada. El refrigerante de estos reactores es un metal pesado, puede ser sodio o plomo líquido.

Los reactores rápidos pueden utilizar gas sodio, plomo o plomo-bismuto líquidos como refrigerante. Uno de sus objetivos es producir más combustible del que consumen. En la actualidad existen pocos reactores rápidos en el mundo (Francia, Japón y Rusia). Algunas dificultades tec-

⁵ Se denomina agua pesada (D₂O), a la molécula que se compone de un oxígeno y dos átomos de un isótopo del hidrógeno, el deuterio D₂.

nológicas relacionadas principalmente con el manejo del metal líquido como refrigerante no han permitido que este tipo de reactor se construya comercialmente.

1.2.6 Reactores convertidores y de cría

Todos los reactores son “convertidores” en algún grado. Es decir, tienen la habilidad de crear nuevo material físil en su operación normal en la que se fisiona el combustible original.

Por ejemplo, un reactor térmico que utiliza uranio con una razón de masa de aproximadamente $^{235}\text{U} / ^{238}\text{U} = 3/97$ convierte una fracción del ^{238}U en plutonio el cual es un combustible físil, mientras se está “quemando” el ^{235}U . El plutonio generado es fisionado (consumido) y es responsable de aproximadamente 20% de la potencia del reactor.

Cuando un reactor produce más material físil del que consume se llama de reactor de cría. Los reactores de cría son diseñados especialmente para crear plutonio por lo que utilizan una manta o cobija de ^{238}U que se pone como blanco para que absorba neutrones. Estos reactores deben ser rápidos para aumentar la probabilidad de que los neutrones de alta energía sean capturados por el uranio. Por lo tanto, no utilizan moderador y en general utilizan metales líquidos como refrigerante. Estos reactores son también un concepto de desarrollo sustentable.

1.3 Reactores nucleares de fisión

1.3.1 El reactor de fisión nuclear

Es una instalación física donde se produce, mantiene y controla una reacción nuclear en cadena. Se puede utilizar para la obtención de energía, la producción de materiales fisionables, como el plutonio, para ser usados en armamento nuclear, la propulsión de buques o de satélites artificiales o para investigación.

Los reactores productores de radioisótopos son utilizados precisamente para producir una gran variedad de radioisótopos que tienen una infinidad de aplicaciones en la industria, en la agricultura y conservación de alimentos, en la medicina y en los estudios de contaminación ambiental.

Los reactores de investigación son utilizados para investigar sobre las propiedades de los materiales (entre ellos los materiales que serán utilizados en los reactores de potencia), para aplicaciones de neutrografías y para realizar un sin fin de experimentos relacionados con la neutrónica y la termo hidráulica de componentes de los reactores de potencia.

Los reactores de potencia son especialmente diseñados para generar una gran cantidad de energía, es decir, para producir trabajo mecánico que puede ser utilizado para generar electricidad o para la propulsión de submarinos y transatlánticos. Los reactores nucleares no requieren de oxígeno (pues no llevan a cabo procesos de combustión⁶) lo cual representa una gran ventaja para ser utilizados en los submarinos. Los reactores nucleares de potencia usados para la generación

⁶ Se denomina combustión a la reacción que se produce entre un material oxidable y el oxígeno, este proceso implica la oxidación de un elemento mediante un proceso que se hace visible por el fuego y que incluye el desprendimiento de energía a modo de luz y calor.

de electricidad representan la mayor aplicación energética de la energía nuclear para beneficio de la humanidad⁷.

Una nucleoelectrica es una central térmica de producción de electricidad, convierte energía en forma de calor en energía eléctrica. La conversión se realiza en tres etapas:

- La energía del combustible se utiliza para producir vapor a elevada presión y temperatura.
- La energía del vapor se transforma en movimiento de una o más turbinas.
- El giro del eje de la turbina se transmite a un generador que produce energía eléctrica.

Las centrales nucleoelectricas se diferencian de las demás centrales térmicas únicamente en la primera etapa, es decir en la forma de producir el calor (ver figura 1.3). Las centrales nucleoelectricas tienen un reactor que equivale a la caldera de las centrales convencionales. Dentro del reactor no es necesario instalar sistemas de inyección continua de aire y combustible, de modo que no se requiere un dispositivo de eliminación continua de residuos sólidos. Dentro de la vasija no se producen gases de combustión, ya que se utiliza la energía resultante de la fisión del combustible.

⁷ “[...] *this greatest of destructive forces can be developed into a great boon, for the benefit of all mankind.*”

A fragment from *Atoms for Peace* Speech, address by Mr. Dwight D. Eisenhower, President of the United States of America, to the 470th Plenary Meeting of the United Nations General Assembly Tuesday, 8 December 1953, 2:45 p.m.

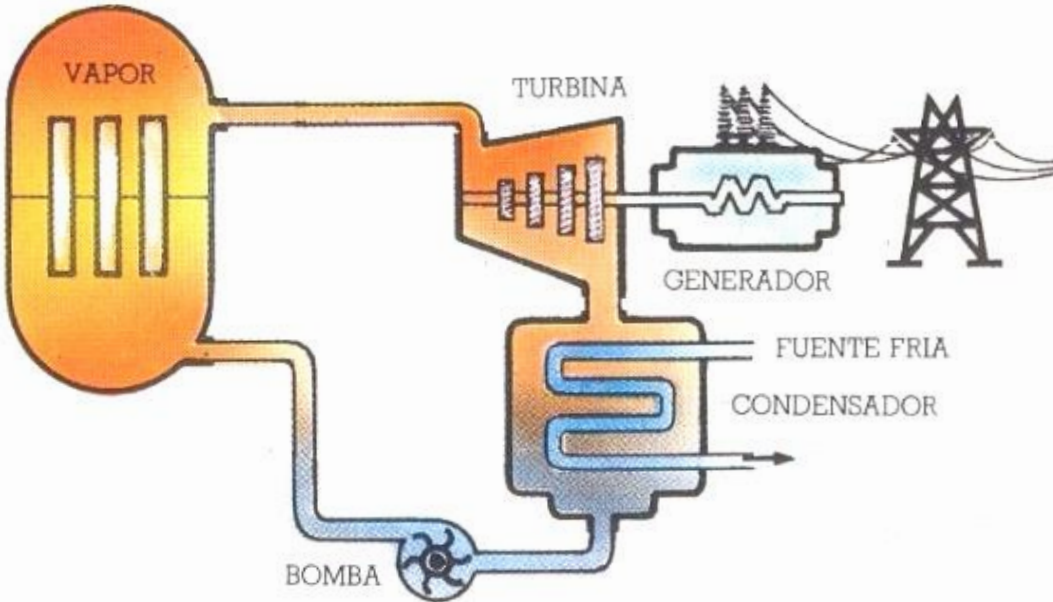
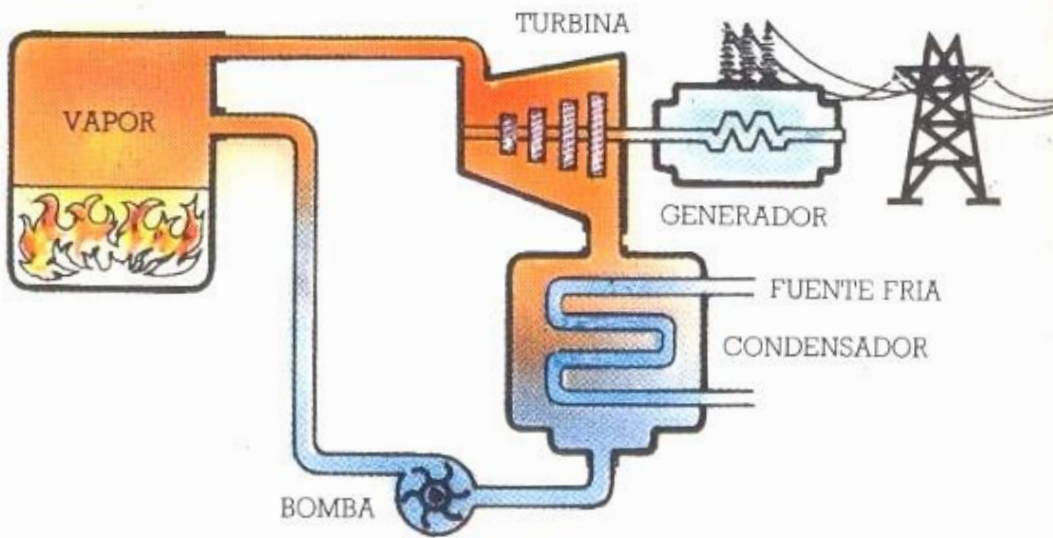


Figura 1.3 Analogía entre una central térmica convencional y una central nuclear [4]

1.3.2 Elementos de un reactor nuclear

Existen diferentes modelos de reactores nucleares, que varían dependiendo de la generación y países donde se investiga y desarrolla, pero en general debe de mantenerse algunos componentes para un óptimo funcionamiento y por razones de seguridad.

Los reactores de agua ligera (PWR y BWR) representan el 90% de los reactores de potencia que existen en el mundo, sus principales componentes son (ver figuras 1.4 y 1.5):

- Un núcleo compuesto básicamente por el combustible, el moderador y el refrigerante.
- Un sistema de control y seguridad para regular el ritmo de liberación de energía.
- Un contenedor hermético, dentro del cual se encuentra el material nuclear, que es un blindaje biológico para la protección de los trabajadores.
- Un sistema de extracción de energía o de enfriamiento para transportar el calor producido.

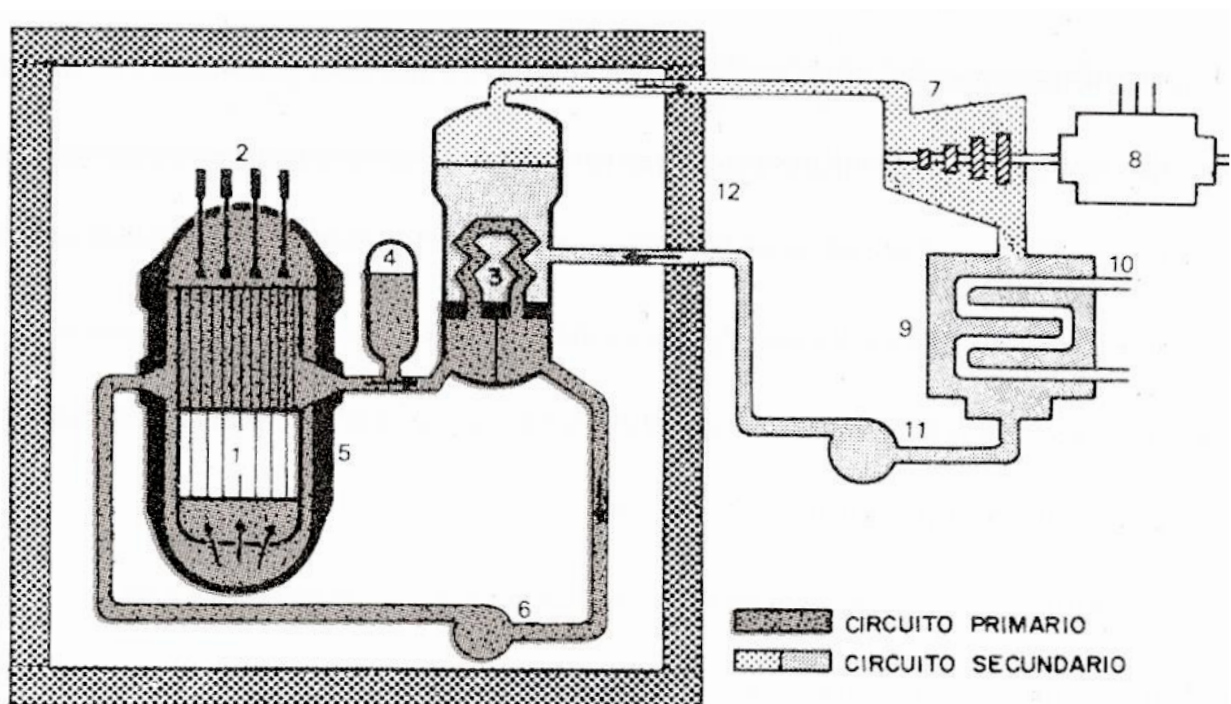


Figura 1.4. Esquema de una central nuclear equipada con un reactor tipo PWR [4].

- | | |
|---------------------------|----------------------------|
| 1. Núcleo | 7. Turbina |
| 2. Barras de control | 8. Alternador |
| 3. Generador de vapor | 9. Condensador |
| 4. Presurizador | 10. Agua de refrigeración |
| 5. Vasija | 11. Bomba del condensador |
| 6. Bomba de recirculación | 12. Edificio de contención |

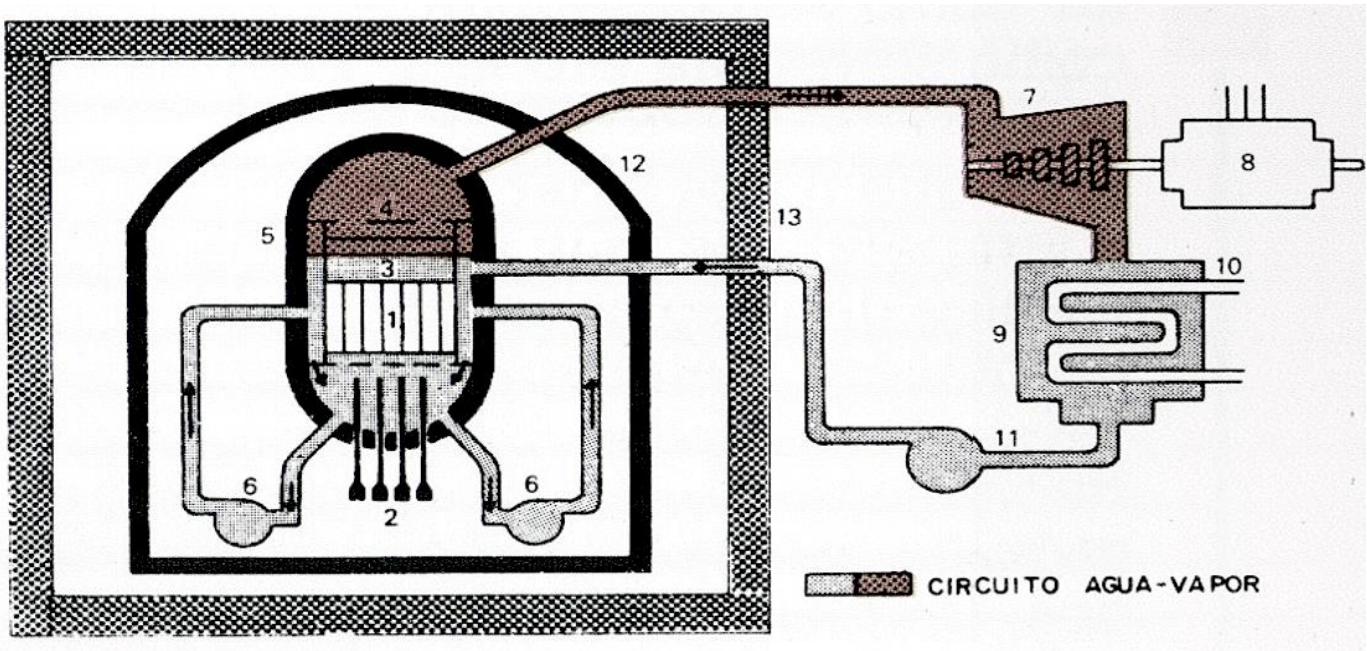


Figura 1.5 Esquema de una central nuclear equipada con un reactor tipo BWR [4].

- | | |
|---------------------------------|---------------------------------|
| 1. Núcleo | 7. Turbina |
| 2. Barras de control | 8. Alternador |
| 3. Separador y secador de vapor | 9. Condensador |
| 4. Vapor | 10. Agua de refrigeración |
| 5. Vasija | 11. Bomba de condensado |
| 6. Bomba de recirculación | 12. Contención primaria (acero) |
| | 13. Edificio de contención |

Núcleo

El núcleo del reactor es la región donde tiene lugar la reacción nuclear exotérmica. Los principales elementos que constituyen el núcleo son el combustible, el moderador y el refrigerante. Las variantes en estos tres elementos dan lugar a distintos tipos de reactores.

El combustible es el lugar físico donde se confina el combustible (UO_2 , MOX, etc.). En la mayoría de los reactores son varillas de combustible.

Moderador: encargado de la desaceleración de los neutrones para aumentar la probabilidad de captura útil por parte de los núcleos del material fisil. En los reactores rápidos no se requiere

moderador.

Las barras de control: son diseñadas para capturar a los neutrones que se encuentran en el medio circundante. Su posición en el núcleo permite aumentar o disminuir la cantidad de neutrones y por lo tanto variar la tasa de fisiones nucleares en cadena y por lo tanto la potencia. Los materiales absorbentes pueden ser sólidos o líquidos.

Refrigerante

Es el fluido empleado para la extracción del calor (energía térmica generada). Circula en un circuito cerrado, puede ser líquido o gaseoso. Los más utilizados son el agua y el agua pesada, que sirven a la vez de moderadores. Otros fluidos utilizados son el sodio fundido, el anhídrido carbónico (CO₂) y el Helio.

En los reactores refrigerados por agua, la refrigeración se obtiene calentando el agua, y esto puede hacerse de dos formas:

El agua se mantiene a una presión constante superior a la de saturación del vapor y no se evapora en el reactor, sino en un generador de vapor y después pasa a la turbina (PWR).

El agua se hace evaporar en el reactor y el vapor va directamente a la turbina (BWR).

Reflector

En una reacción nuclear en cadena, un cierto número de neutrones tiende a escapar de la región donde ésta se produce. Esta fuga neutrónica puede minimizarse con la existencia de un medio reflector, aumentando así la eficiencia del reactor. El medio usado como reflector que rodea al núcleo debe tener una baja sección eficaz⁸ de captura para no reducir el número de neutrones y que se reflejen el mayor número posible de ellos.

La elección del material depende del tipo de reactor. Si tenemos un reactor térmico, el reflector puede ser el moderador, pero si tenemos un reactor rápido el material del reflector debe tener una masa atómica grande para que los neutrones se reflejen en el núcleo con su velocidad original.

Blindaje

Cuando el reactor esté en operación, se genera gran cantidad de radiación. Es necesaria una protección para aislar a los trabajadores de la instalación de las radiaciones ocasionadas por los productos de fisión.

Por ello, se coloca un blindaje biológico alrededor del reactor para interceptar estas emisiones. Los materiales más usados para construir este blindaje son el concreto, el agua y el plomo.

Sistema de control

Está constituido por las barras de control dentro del reactor. Las barras de control son accionadas por una serie de sistemas mecánicos, eléctricos o electrónicos para asegurar con rapidez la extinción de reacciones nucleares. Para esto se cuentan con dispositivos de monitoreo dentro y

⁸ Es una medida de interacción entre partículas vistas como proyectiles y un objetivo. Representa la sección transversal efectiva vista por los neutrones al interactuar con un núcleo de uranio.

Es una magnitud escalar que se mide en unidades de superficie, generalmente se mide en barns:

1 b= 1x10⁻²⁸ m²

fuera del núcleo del reactor, para asegurar una constante vigilancia de los parámetros que intervienen como presión, temperatura, nivel de radiación, etc.

Sistema de contención

Está constituido por una serie de barreras que impiden el escape de la radiación y de los productos radiactivos.

Seguridad a Ultranza

Toda central nuclear se diseña y construye bajo el concepto de seguridad a ultranza. Se busca reducir al mínimo toda exposición a las radiaciones durante la operación normal y en caso de accidente.

1.4 Desarrollo tecnológico de reactores

En 1942, Fermi y sus colaboradores construyeron en la Universidad de Chicago la primera pila atómica, o sea, la primera aproximación a un reactor nuclear; en ella, se logró obtener la primera reacción nuclear controlada en la historia de la humanidad, la cual serviría de modelo para el desarrollo de centrales nucleares futuras.

En la siguiente década se desarrollaron reactores prototipo, los cuales fueron la primera generación de reactores nucleares de fisión controlada, entre los que destacan principalmente los reactores de uranio natural enfriados por gas y moderados por grafito que operaron principalmente en Francia y Reino Unido.

La segunda generación está constituida por los reactores nucleares comerciales que iniciaron operación a partir de la década de los setentas y que actualmente están en operación comercial: *reactor de agua hirviente (BWR)*, *reactor de agua a presión (PWR)*, *reactor canadiense de agua pesada (CANDU)*, *reactor de grafito-gas (AGR y Magnox)* y *los reactores rusos (RBMK)*.

Los reactores de tercera generación son aquellos que evolucionaron a partir de los anteriores. Estos reactores presentan mejoras considerables en aspectos de seguridad, tiempo de construcción y aprovechamiento del combustible, y que representan una opción de generación eléctrica económicamente competitiva y ambientalmente amigable.

Simultáneamente, varios países del mundo están trabajando en el diseño de los llamados reactores avanzados de cuarta generación, que se contempla entrarán en operación para la década de 2030 a 2040⁹. Finalmente, se espera que la principal fuente de energía nuclear del futuro sea la de la fusión nuclear.

1.5 PWR

Dentro de la familia de reactores de agua ligera (LWR) se encuentran los PWR o reactor de agua a presión (ver Figura 1.6). Una de sus principales características es que deben operarse a una presión y temperaturas altas para mantener al agua en estado líquido dentro del núcleo del reactor.

⁹ Reporte anual GIF 2015 <http://www.gen-4.org>

Como se aprecia en la Figura 1.4, el PWR se compone de dos circuitos¹⁰: primario y secundario. El circuito primario de refrigeración está presurizado con el fin de evitar que el agua alcance su punto de ebullición.

El agua entra a la vasija a una temperatura cercana a 290 °C, circula hacia el exterior del núcleo donde hace la función de reflector, pasa por el interior del núcleo donde eleva su temperatura y sale de la vasija con 325 °C aproximadamente. En esta parte del ciclo el agua se encuentra a una presión de 15 MPa.

El agua del circuito primario pasa hacia un intercambiador de calor, también llamado generador de vapor, donde aumenta la temperatura al agua del circuito secundario hasta convertirla en vapor. El agua del circuito primario regresa a la vasija, con ayuda de las bombas de recirculación, donde reinicia el ciclo. Mientras que el agua del circuito secundario, convertida en vapor, circula por varios separadores de humedad con el fin de tener vapor seco, con una temperatura de 293 °C y 5 MPa aproximadamente.

El vapor es conducido a la turbina, conectada a un generador eléctrico, y después a un condensador donde regresa a estado líquido. Una vez en estado líquido, el agua es bombeada al intercambiador de calor para reiniciar el ciclo secundario.

La transferencia de calor entre los dos circuitos se lleva a cabo sin que el agua de un circuito entre en contacto directo con el agua del otro circuito. De modo que el agua del circuito primario es radioactiva, y la del secundario no lo es.

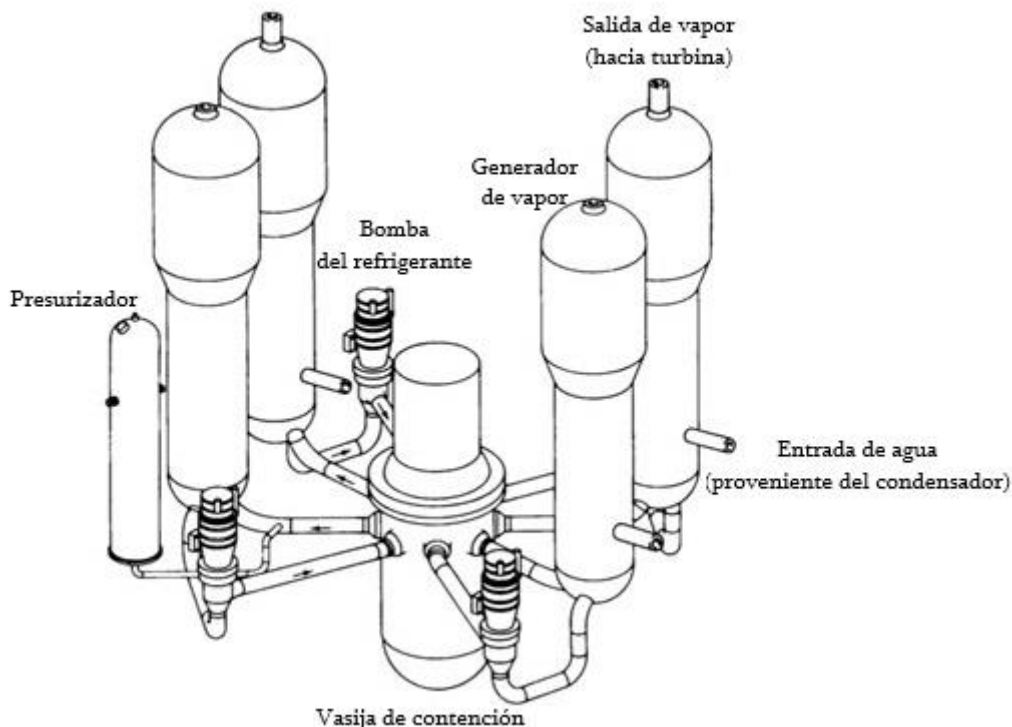


Figura 1.6 Arreglo esquemático de los componentes del circuito primario de un PWR [2]

¹⁰ Un PWR puede contar con tres circuitos de circulación. El tercero tendría intercambio de energía en el condensador con el fin de disminuir la temperatura del circuito secundario.

Capítulo 2. Sistema Eléctrico Mexicano

2.1 Régimen jurídico¹¹ vigente para el período 2012-2018

A continuación, se compilan las acciones propuestas para el período 2012-2018, que fungen como marco jurídico a los cambios en el sector energético.

Para el sexenio correspondiente a la administración de 2012 a 2018, se presentó el 20 de mayo de 2013 el *Plan Nacional de Desarrollo 2013-2018*.

Este documento está conformado por 5 metas nacionales, entendidos como ejes rectores, de acciones a tomar: *México en Paz, México incluyente, México con Educación de Calidad, México Próspero, México con Responsabilidad Global*.

“Los objetivos describen los motivos fundamentales de la acción de gobierno, aún sin especificar los mecanismos particulares para alcanzarlos. Para cada objetivo contenido en estas secciones se definen estrategias. Las estrategias se refieren a un conjunto de acciones para lograr un determinado objetivo. Finalmente, para dar realidad operativa a las estrategias se puntualizan líneas de acción. Las líneas de acción son la expresión más concreta de cómo el Gobierno de la República se propone alcanzar las metas propuestas.”¹²

El apartado *México Próspero* contiene 11 objetivos específicos, siendo el 4.6 el de principal interés para este trabajo. El objetivo 4.6 señala: “*Abastecer de energía al país con precios competitivos, calidad y eficiencia a lo largo de la cadena productiva*”, el cual a su vez contiene dos estrategias¹³:

<i>Estrategia 4.6.1</i>	<i>Asegurar el abastecimiento de petróleo crudo, gas natural y petrolíferos que demanda el país</i>
<i>Estrategia 4.6.2</i>	<i>Asegurar el abasteciendo racional de energía eléctrica a lo largo del país</i>

Esta última estrategia presenta 6 líneas de acción.

- Impulsar la reducción de costos en la generación de energía eléctrica para que disminuyan las tarifas que pagan las empresas y las familias mexicanas.
- Homologar las condiciones de suministro de energía eléctrica en el país.

¹¹ Entendido como el conjunto de pautas legales a través de las cuales se organiza una actividad. Estas pautas se concretan en normas jurídicas, que son todas aquellas leyes o reglamentos que se fundamentan en el poder del estado y que se basan en un determinado procedimiento.

¹² *Plan Nacional de Desarrollo 2013-2018, página 103*

¹³ *Plan Nacional de Desarrollo 2013-2018, página 137*

- Diversificar la composición del parque de generación de electricidad considerando las expectativas de precios de los energéticos a mediano y largo plazos.
- Modernizar la red de transmisión y distribución de electricidad.
- Promover el uso eficiente de la energía, así como el aprovechamiento de fuentes renovables, mediante la adopción de nuevas tecnologías y la implementación de mejores prácticas.
- Promover la formación de nuevos recursos humanos en el sector, incluyendo los que se especialicen en la energía nuclear.

Como parte del proceso regulatorio para llevar a cabo las líneas de acción arriba mencionadas, el 11 de agosto de 2014 se promulgó la Ley de la Industria Eléctrica (LIE).

Este documento sienta las bases de cómo se divide y jerarquiza el Sistema Eléctrico Nacional.

Artículo 1.- La presente Ley es reglamentaria de los artículos 25, párrafo cuarto; 27 párrafo sexto y 28, párrafo cuarto de la Constitución Política de los Estados Unidos Mexicanos y tiene por objeto regular la planeación y el control del Sistema Eléctrico Nacional, el Servicio Público de Transmisión y Distribución de Energía Eléctrica y las demás actividades de la industria eléctrica. Las disposiciones de esta Ley son de interés social y orden público.

Esta Ley tiene por finalidad promover el desarrollo sustentable de la industria eléctrica y garantizar su operación continua, eficiente y segura en beneficio de los usuarios, así como el cumplimiento de las obligaciones de servicio público y universal, de Energías Limpias y de reducción de emisiones contaminantes.

Artículo 2.- La industria eléctrica comprende las actividades de generación, transmisión, distribución y comercialización de la energía eléctrica, la planeación y el control del Sistema Eléctrico Nacional, así como la operación del Mercado Eléctrico Mayorista. El sector eléctrico comprende a la industria eléctrica y la proveeduría de insumos primarios para dicha industria. Las actividades de la industria eléctrica son de interés público.

La planeación y el control del Sistema Eléctrico Nacional, así como el Servicio Público de Transmisión y Distribución de Energía Eléctrica, son áreas estratégicas. En estas materias el Estado mantendrá su titularidad, sin perjuicio de que pueda celebrar contratos con particulares en los términos de la presente Ley. El Suministro Básico es una actividad prioritaria para el desarrollo nacional.

La LIE faculta a la Secretaría de Energía para:

- Dirigir el proceso de planeación y la elaboración del Programa de Desarrollo del Sistema Eléctrico Nacional¹⁴;

¹⁴ LIE, artículo 11, fracción 3

- Desarrollar los programas indicativos para la instalación y retiro de Centrales Eléctricas tendientes a satisfacer las necesidades del país, incorporando los requisitos a que se refiere la fracción IX del presente artículo¹⁵.

Es así como la SENER elabora el Programa de Desarrollo del Sistema Eléctrico Nacional (PRO-DESEN), documento que se elabora periódicamente, que funge como inventario de la infraestructura de la que se compone el Sistema Eléctrico Nacional, así como datos estadísticos de los usos y consumo de energía eléctrica por todo el territorio.

SENER también es responsable de la elaboración del Programa Indicativo para la Instalación y Retiro de Centrales Eléctricas (PIIRCE), como lo indica su nombre, establece un plan a largo plazo para retiro e instalación de nuevas plantas de generación eléctrica, incluyendo el tipo de tecnología y localización, así como información técnica más específica.

¹⁵ LIE, artículo 11, fracción 12

2.2 Generación

En la planificación del sector eléctrico las estimaciones de consumo y de demanda máxima para el mediano y largo plazos son hipótesis fundamentales para dimensionar y diseñar de manera óptima la expansión de la capacidad de los sistemas de generación y transmisión, a fin de satisfacer con calidad, confiabilidad y estabilidad el suministro de energía eléctrica.

Con el fin de establecer una planeación lo más completa posible es necesario tener un inventario de los recursos naturales, energéticos primarios y secundarios con los que cuenta el país, así como los mecanismos con los que se cuenta para la generación de energía eléctrica. Entre estos mecanismos se puede hacer una separación de tecnología de generación con base en el energético que se usa como combustible. Se tiene un registro de 12 diferentes tipos de tecnología usadas para la generación de energía eléctrica en el país distribuidas a lo largo de las 32 entidades federativas.

2.2.1 Tecnologías Convencionales¹⁶

El grupo de tecnologías que se denominan convencionales se integra por las unidades o centrales que requieren del uso de combustibles fósiles como energético primario y que no confina o captura el CO₂ resultante.

En este grupo se incluyen:

Termoeléctrica convencional. - Se hace la transformación del agua en vapor utilizando derivados del petróleo (combustóleo) como combustible. Se hace uso de máquina síncrona para la transformación de energía mecánica a energía eléctrica.

Combustión interna. - Se entiende como el proceso de generación por combustión dentro de un motor que comprime aire y aumenta su temperatura al entrar en contacto con diésel.

Turbogás. - Las turbinas se componen de un compresor, una cámara de combustión y una turbina de expansión; el aire entra al compresor en condiciones atmosféricas, se comprime y entra a la cámara de combustión donde una parte proporciona el oxígeno necesario para realizar la combustión, la parte restante se utiliza para enfriar los gases y lograr la expansión de la turbina, provocando movimiento mecánico que se transfiere al generador. Una fracción considerable de los gases de escape son liberados a la atmósfera. Esta tecnología se utiliza en demanda pico ya que tiene un arranque más rápido que otras tecnologías.

Ciclo combinado. - Este proceso es similar al de las turbinas de gas, pero se diferencia en que los gases de escape se utilizan para aumentar la temperatura de una caldera de vapor, similar al de las centrales térmicas convencionales. Utiliza gas natural como energético primario para aumentar la eficiencia de la planta.

Carboeléctrica. - Es análoga a una central termoeléctrica, el combustible (carbón) requiere de una pulverización y secado, así como sistemas de desulfuración y colectores para contaminantes.

Lecho fluidizado. - Es un proceso similar al de una termoeléctrica convencional, pero se utiliza coque de petróleo como combustible primario

¹⁶ Este grupo incluye las tecnologías arriba mencionadas, así como aquellas que no se encuentran dentro de la clasificación a la que se refiere el artículo 3 fracción XXII de la Ley de la Industria Eléctrica

Múltiple. - En esta categoría se engloban aquellas centrales que cuentan con más de una tecnología de generación, se agrupan los generadores con turbinas de gas y combustión interna, gas y vapor en pequeña escala, hidroeléctrica y vapor, hidroeléctrica y combustión interna, así como vapor y combustión interna.

2.2.2 Tecnologías Limpias

El grupo de tecnologías denominadas como limpias está integrado por unidades cuya fuente de energía y procesos de generación producen un volumen de emisiones y residuos contaminantes menor a las tecnologías convencionales¹⁷.

Este grupo incluye las tecnologías:

Eólica. - La energía cinética del viento se aprovecha mediante turbinas eólicas o aerogeneradores, para la generación de energía eléctrica.

Solar. - Se entiende como energía solar a la conversión de la radiación solar en energía eléctrica por medio de celdas fotovoltaicas o por medio de concentradores solares para elevar la temperatura de un fluido (generalmente aceite), que pasa a una turbina conectada a un generador.

Geotérmica. - Esta tecnología opera con los mismos principios que las centrales convencionales, con la diferencia que se obtiene el vapor del subsuelo, por medio de un separador de humedad.

Hidroeléctrica. - La energía potencial de un cuerpo de agua se convierte en energía eléctrica al pasar por turbinas, la energía cinética resultante se transfiere a un generador de energía eléctrica.

Nucleoeléctrica. - Esta tecnología sigue el mismo proceso de generación de energía eléctrica que en una central convencional. Una central nuclear se caracteriza por el método en el que el agua se transforma en vapor. La energía, reflejada en forma de calor, se obtiene mediante la ruptura de núcleos de un material fisible. La fisión se produce cuando un neutrón colisiona contra un núcleo de uranio o plutonio dentro de un reactor. La continua división del núcleo o reacción en cadena del combustible transfiere energía que se traduce como aumento de temperatura, aprovechada por un refrigerante, que a su vez aumenta la temperatura del agua en un sistema secundario, para su posterior aprovechamiento en forma de vapor.

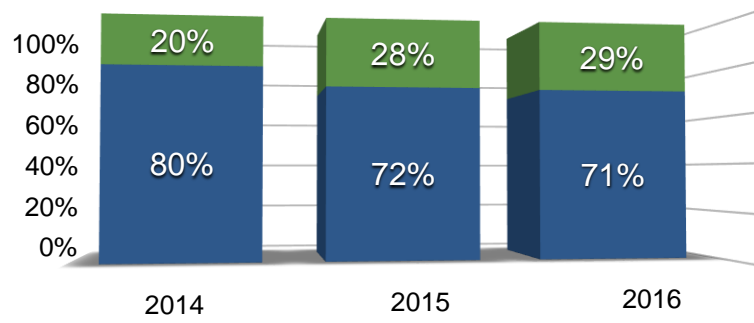
Bioenergía. - La bioenergía es la energía derivada de la conversión química de la biomasa. La biomasa es un compuesto, en su mayoría orgánico, derivado de plantas, madera, desechos agrícolas, cultivos herbáceos y cultivos leñosos, residuos sanitarios entre otros. Esta biomasa puede ser utilizada directamente como combustible o por una transformación a líquido (biodiésel y bioetanol) o gas (biogás), para su conversión a energía eléctrica por un proceso termoeléctrico convencional. A los combustibles obtenidos de la biomasa, después de un proceso de transformación, se les llama biocombustibles.

2.2.3 Capacidad Instalada

De acuerdo con información publicada en 2017, por CFE y la CRE, la capacidad instalada en 2014 fue de 65,452 MW, en 2015 68,025 MW y en 2016 de 73,510 MW.

La figura 2.1 muestra el porcentaje de participación de las tecnologías limpias y convencionales en los años 2014, 2015 y 2016. Mientras que la tabla 2.1 presenta la capacidad instalada de cada una de las tecnologías, mencionadas anteriormente.

¹⁷ Tracking Clean Energy Progress 2017 OECD/IEA, 2017



■ Combustibles fósiles ■ Recursos Naturales/No contaminantes

Figura 2.1

Participación en la capacidad de generación por el tipo de tecnología.

Elaboración propia¹⁸

¹⁸ Datos del PRODESEN 2015-2029, y PRODESEN 2017-2031.

Tabla 2.1
Composición del parque de generación (MW)¹⁹

Tecnología		Capacidad 2015 ¹	Capacidad 2016 ²
Convencional		48,801	52,331
	Ciclo combinado	24,043	27,274
	Termoeléctrica convencional	12,711	12,594
	Carboeléctrica	5,378	5,378
	Turbogás	4,904	5,052
	Combustión Interna	1,186	1,453
	Lecho fluidizado	580	580
Limpia		19,224	21,179
<i>Renovable</i>		17,124	18,529
	Hidroeléctrica	12,489	12,589
	Eólica	2,805	3,735
	Geotérmica	884	909
	Solar	56	145
	Bioenergía ³	760	889
	Generación Distribuida (GD)	118	248
	GD Eólica	0	0
	GD Solar	114	244
	GD Bioenergía ³	4	4
	GD Híbrida (eólico-fotovoltaico)	0	0
	FIRCO	13	14
<i>Otras</i>		2,100	2,651
	Nucleoeléctrica	1,510	1,608
	Cogeneración eficiente	583	1,036
	Frenos regenerativos	7	6.61
Total		68,025	73,510

¹ Datos revisados.
² Datos obtenidos en diciembre de 2016
³ Uso de biomasa, bagazo de caña, biogás y licor negro como combustibles de acuerdo con la Ley de Promoción y Desarrollo de los Bioenergéticos.

¹⁹ Tabla 2.1.1 Capacidad instalada por tipo de tecnología 2016, PRODESEN 2017-2031, pág. 26

Tabla 2.2
Capacidad instalada por entidad federativa²⁰

Entidad	Capacidad 2015 ¹ (GWh)	Capacidad 2016 ² (GWh)	Participación respecto a la capacidad de 2016. (%)	Posición
Aguascalientes	8	13	0.02	32
Baja California	4,104	4,457	6.06	6
Baja California Sur	961	1,017	1.38	22
Campeche	1,249	1,249	1.70	20
Chiapas	5,007	5,007	6.81	3
Chihuahua	2,786	2,810	3.82	11
Coahuila	3,464	3,760	5.11	7
Colima	2,764	2,764	3.76	12
CDMX (Distrito Federal)	370	364	0.50	28
Durango	1,786	1,839	2.50	16
Estado de México	1,463	1,635	2.22	18
Guanajuato	1,970	1,970	2.68	15
Guerrero	4,623	4,623	6.29	4
Hidalgo	2,585	2,651	3.61	13
Jalisco	646	791	1.08	24
Michoacán	927	910	1.24	23
Morelos	24	680	0.93	27
Nayarit	2,487	2,576	3.50	14
Nuevo León	2,776	4,555	6.20	5
Oaxaca	2,802	2,878	3.92	9
Puebla	1,053	1,133	1.54	21
Querétaro	695	697	0.95	25
Quintana Roo	353	353	0.48	29
San Luis Potosí	2,858	2,858	3.89	10
Sinaloa	1,770	1,770	2.41	17
Sonora	2,728	3,140	4.27	8
Tabasco	657	695	0.95	26
Tamaulipas	5,776	5,977	8.13	2
Tlaxcala	89	89	0.12	31
Veracruz	7,509	8,266	11.24	1
Yucatán	1,554	1,569	2.13	19
Zacatecas	50	150	0.20	30
FIRCO y GD	131	262	0.36	
Total ⁶	68,025	73,510	100.0	

²⁰ Tabla 2.1.3 Capacidad por entidad federativa 2016, PRODESEN 2017-2031, pág. 156

¹ Datos ajustados.

² Información obtenida en diciembre de 2016

Tabla 2.3
Generación por entidad federativa²¹

Entidad	Generación 2015 (MW) ¹	Generación 2016 (MW) ²	Participación respecto a la generación de 2016 (%)	Posición
Aguascalientes	15	40	0.0	32
Baja California	19,901	19,427	6.1	5
Baja California Sur	2,685	2,947	0.	25
Campeche	3,731	3,574	1.1	23
Chiapas	11,727	10,832	3.4	12
Chihuahua	15,691	16,282	5.1	7
Coahuila	20,504	20,746	6.5	4
Colima	14,010	13,453	4.2	10
CDMX (Distrito Federal)	865	739	0.2	27
Durango	9,845	9,236	2.9	15
Estado de México	7,250	6,836	2.1	16
Guanajuato	6,998	9,919	3.1	13
Guerrero	20,103	22,066	6.9	3
Hidalgo	12,307	13,317	4.2	11
Jalisco	1,335	1,485	0.5	26
Michoacán	4,459	4,544	1.4	20
Morelos	63	279	0.1	29
Nayarit	4,410	4,455	1.4	21
Nuevo León	16,652	17,358	5.4	6
Oaxaca	9,345	9,706	3.0	14
Puebla	4,814	5,800	1.8	18
Querétaro	4,798	4,037	1.3	22
Quintana Roo	144	124	0.0	31
San Luis Potosí	15,207	15,326	4.8	9
Sinaloa	5,687	5,151	1.6	19
Sonora	13,569	16,256	5.1	8
Tabasco	3,325	3,205	1.0	24
Tamaulipas	37,163	36,084	11.3	2
Tlaxcala	438	427	0.1	28
Veracruz	36,474	39,339	12.3	1
Yucatán	5,725	6,096	1.9	17
Zacatecas	155	187	0.1	30
FIRCO y GD ³	161	93	0.0	-
Total	309,553	319,364	100.0	

1 Datos ajustados.

2 Información obtenida en diciembre de 2016.

3 Generación distribuida.

²¹ Tabla 2.2.3 Generación por entidad federativa 2016, PRODESEN 2017-2031, pág. 157

Tabla 2.4
Generación de energía eléctrica por modalidad 2016²²

Modalidad		Generación Total (Gigawatt-hora)	Participación (%)
Conforme a la Ley del Servicio Público Eléctrico de Energía Eléctrica			
	CFE	490	0.2
	Producción independiente	88,675	27.8
	Autoabastecimiento	29,650	9.3
	Pequeña Producción	115	0.0
	Cogeneración	17,489	5.5
	Exportación	6,312	2.0
	Usos Propios Continuos	1,049	0.3
Conforme a la Ley de la Industria Eléctrica			
	CFE – Generador	174,228	54.6
	Generador	1,262	0.4
Otros			
	FIRCO y GD ¹	93	0.0
Total		319,364	100.0

¹Fideicomiso de Riesgo Compartido (FIRCO) y Generación Distribuida (GD)

²² Tabla 2.1.2 Capacidad instalada por modalidad 2016, PRODESEN 2017-2031, pág. 26

Tabla 2.5
Características de las centrales eléctricas en operación en 2016²³

Tecnología	Centrales en operación	Edad media (años)	Mayor antigüedad (años)	Capacidad (MW)			Factor de planta medio (%)	Horas despachadas	Eficiencia (%)	Emisiones emitidas (Mt de CO ₂) ²
				mínima	máxima	media				
Convencional	517	17	53	0.6	2,778	454	51	4,449	30	116.6
Ciclo combinado	71	14	53	6.5	1,454	384	67	5,880	33	73.5
Termoeléctrica convencional	60	24	53	1.5	2,100	210	37	3,203	25	18.5
Carboeléctrica	3	27	23	1,200	2,778	1,793	73	6,360	35	15.7
Turbogás	128	18	48	0.8	393	39	28	2,494	22	5.8
Combustión Interna	253	9	49	0.6	210	6	25	2,162	26	1.4
Lecho fluidizado	2	12	12	290	290	290	75	6,596	37	1.8
Limpia	248	17	118	0.3	2,400	451	52	4,526	23	3.0
<i>Renovable</i>	<i>225</i>	<i>19</i>	<i>118</i>	<i>0.3</i>	<i>2,400</i>	<i>75</i>	<i>38</i>	<i>3,327</i>	<i>12</i>	<i>0.7</i>
Hidroeléctrica	84	47	118	0.4	2,400	150	41	3,555	-	0.0
Eólica	41	4	22	0.3	251	91	32	2,801	-	0.0
Geotérmica	8	25	43	10	225	114	77	6,767	11	0.0
Solar	17	2	5	0.7	30	9	16	1,415	-	0.0
Bioenergía ¹	75	16	25	0.6	53	12	24	2,100	12	0.7
<i>Otras</i>	<i>23</i>	<i>14</i>	<i>26</i>	<i>1.0</i>	<i>1,608</i>	<i>828</i>	<i>65</i>	<i>5,724</i>	<i>35</i>	<i>2.3</i>
Nucleoeléctrica	1	26	26	1,608	1,608	1,608	75	6,572	34	0.0
Cogeneración eficiente	22	3	22	1.0	367	47	56	4,877	35	2.3
Total	765	17	118	0.3	2,778	452	51	4,488	27	119.5

¹Uso de biomasa, bagazo de caña, biogás y licor negro como combustibles de acuerdo con la Ley de Promoción y Desarrollo de los Bioenergéticos.
² Estimadas con base en el factor de emisión eléctrico publicado por la SEMARNAT
http://www.semarnat.gob.mx/sites/default/files/documentos/cicc/aviso_factor_de_emision_electrico_2015.pdf.

²³ Tabla 2.3.1 Características básicas de las centrales eléctricas en operación 2016, PRODESEN 2017-2031, pág. 158

2.3 Regiones del Sistema Eléctrico Nacional

El Sistema Eléctrico Nacional (SEN) se integra por 10 regiones de control²⁴. Las regiones en las que se divide el territorio mexicano son:

1. Central
2. Oriental
3. Occidental
4. Noroeste
5. Norte
6. Noreste
7. Baja California
8. Peninsular
9. Baja California Sur
10. Mulegé



Figura 2.2
Regiones de control del SEN²⁵

La operación de estas regiones está bajo la responsabilidad de 9 centros de control regionales ubicados en: Ciudad de México, Puebla, Guadalajara, Hermosillo, Gómez Palacio, Monterrey, Mexicali, La paz, Santa Rosalía

El centro nacional, ubicado en la ciudad de México, coordina el despacho económico y operación, con respaldo en el centro (alternativo) de Puebla.

Las regiones mencionadas anteriormente, excluyendo la región ubicada en la península de Baja California, se encuentran interconectadas y forma el Sistema Interconectado Nacional (SIN). Este sistema comparte recursos y reservas de capacidad ante la diversidad de demandas y situaciones operativas, de modo que es posible el intercambio de energía, para que en conjunto se logre un funcionamiento confiable.

Las 3 regiones colindantes con el océano Pacífico: Baja California, Baja California Sur y Mulegé, se encuentran aisladas del resto de la red eléctrica. En su conjunto, al SIN y las regiones de la península de Baja California se les denomina Sistema Eléctrico Nacional (SEN).

²⁴ La décima región se obtiene al separar la región de Mulegé del sistema de Baja California Sur

²⁵ Figura 4.1 Regiones del Sistema Eléctrico Nacional, Programa de ampliación y modernización de la red nacional de transmisión y redes generales de distribución del mercado eléctrico mayorista, PRODESEN 2015-2029 pág. 12

2.3.1 Regiones de Transmisión

El SEN está constituido por redes eléctricas en diferentes niveles de tensión. Desde el punto de vista operacional y funcional todos los sistemas están conectados en uno solo, pero situados en diferentes niveles de voltaje.

La red de transmisión se desarrolla tomando en cuenta la magnitud y disposición geográfica de la demanda, su crecimiento y la ubicación de las centrales generadoras. La interconexión se ha realizado de forma gradual de acuerdo con el aumento de la demanda. El término líneas de transmisión se define como el conjunto de redes eléctricas que se utilizan para transportar la energía eléctrica de las centrales de generación a las redes generales de distribución.

La Red Nacional de Transmisión (RNT) se integra por los elementos de las redes eléctricas de alta tensión, con una tensión nominal mayor o igual a 69 kV; mientras que las Redes Generales de Distribución (RGD) las integran las subestaciones eléctricas de media tensión, con una tensión nominal en el lado de baja, menor a 69 kV e igual o mayor a 13.2 kV.

La Red Troncal de Transmisión, alimentada por las centrales generadoras, abastece al sistema de subtransmisión y algunas cargas industriales mediante líneas de transmisión y subestaciones en muy alta tensión (230 y 400 kV).

Las redes en alta tensión (entre 69 y 161 kV) distribuyen energía de forma regional a media tensión y a cargas conectadas en esos niveles de tensión.

De manera similar, las redes en media tensión (2.4 a 60 kV) distribuyen energía en fracciones geográficas medias y a usuarios conectados en este nivel de tensión.

De forma adicional, las líneas de distribución son el conjunto de redes usadas para suministrar energía eléctrica en las zonas rurales y urbanas, así como a los usuarios finales.

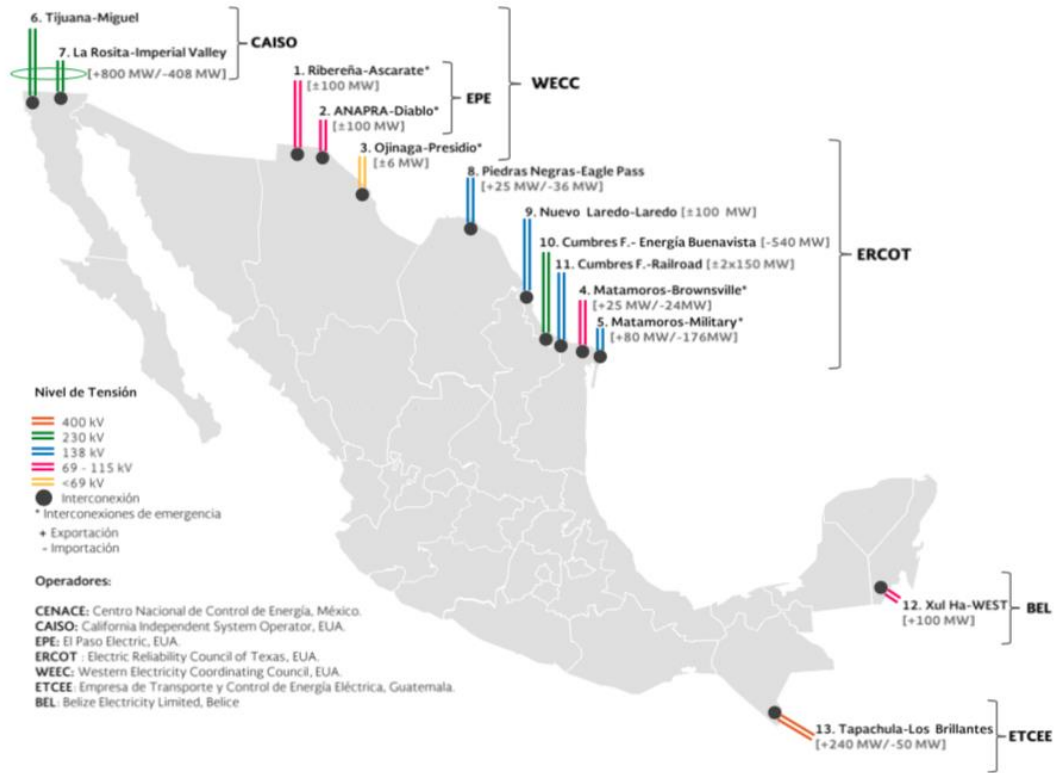


Figura 2.3
 Capacidad de las interconexiones internacionales SEN 2016²⁶

El sistema de transmisión está integrado en 53 regiones, indicadas en la tabla 2.6., 49 regiones están interconectadas y las 4 restantes se ubican separadas en la zona de Baja California Sur. La capacidad de los enlaces entre las regiones de transmisión se ubica en un intervalo de 90 a 4,000 MW.

La Figura 2.3 muestra las 13 interconexiones transfronterizas, 11 de ellas ubicadas en la frontera norte y las 2 restantes al sureste de la república.

Tabla 2.6
 Regiones de transmisión²⁷

1	Hermosillo	19	Huasteca	37	Coatzacoalcos
2	Cananea	20	Tamazunchale	38	Tabasco
3	Obregón	21	Güémez	39	Grijalva
4	Los Mochis	22	Tepic	40	Ixtepec
5	Culiacán	23	Guadalajara	41	Lerma
6	Mazatlán	24	Aguascalientes	42	Mérida

²⁶ Mapa 2.7.1 Interconexiones Transfronterizas 2016, PRODESEN 2017-2031 pág. 49

²⁷ Tabla 4.1.1 Regiones de Transmisión, PRODESEN 2017-2031, pág. 70

Tabla 2.6
Regiones de transmisión²⁷

7	Juárez	25	San Luis Potosí	43	Cancún
8	Moctezuma	26	Salamanca	44	Chetumal
9	Chihuahua	27	Manzanillo	45	Cozumel
10	Durango	28	Carapán	46	Tijuana
11	Laguna	29	Lázaro Cárdenas	47	Ensenada
12	Río Escondido	30	Querétaro	48	Mexicali
13	Nuevo Laredo	31	Central	49	San Luis Río Colorado
14	Reynosa	32	Poza Rica	50	Villa Constitución
15	Matamoros	33	Veracruz	51	La Paz
16	Monterrey	34	Puebla	52	Los Cabos
17	Saltillo	35	Acapulco	53	Mulegé
18	Valles	36	Temascal	-----	-----

Tabla 2.7
Capacidad de transmisión por región de control²⁸

Región de Control	Capacidad (MW) 2015	Capacidad (MW) 2016
Central	11,100	11,400
Oriental	15,460	16,550
Occidental	12,450	12,450
Noroeste	5,520	6,060
Norte	4,060	4,110
Noreste	18,150	18,670
Peninsular	2,954	3,210
Baja California	1,433	1,488
Baja California Sur ¹	270	270
SIN	69,694	72,450
SEN	71,397	74,208

¹Sistema La Paz, la región Mulegé es un sistema aislado por lo que no cuenta con enlaces.

²⁸ Tabla 2.6.2 Capacidad de transmisión por región de control, PRODESEN 2017-2031, pág. 44

2.4 Laguna Verde

Laguna Verde es la única planta nucleoelectrónica del país. Se ubica en la costa del Golfo de México, (ver Figura 2.5) en Punta Limón, del municipio de Alto Lucero, Veracruz, aproximadamente a 77 Km. al norte del Puerto de Veracruz y a seis kilómetros de la localidad de Palma Sola, se llega a ella a través de la carretera Federal 180.²⁹

La siguiente imagen (figura 2.4) muestra un esquema de la distribución de los inmuebles que integran la planta, mientras que la Figura 2.6 presenta la vista vía satélite.

La central nuclear mexicana dispone de 2 reactores nucleares de 817 *MWe* cada uno, con lo que la capacidad total instalada en la central es de 1634 *MWe*³⁰.

La Central Nuclear de Laguna Verde (CNLV) está certificada por el organismo regulador nuclear de México, la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardia.

Las dos unidades nucleares se empezaron a construir en la década de los setentas. El primer reactor nuclear se empezó en octubre de 1976, mientras que el segundo reactor empezó su construcción hasta 1977.

Las licencias para operación comercial fueron otorgadas por La Secretaría de Energía. La primera unidad inició operación el 14 de agosto de 1990 y, cinco años más tarde, la segunda el 12 de abril de 1995³¹.

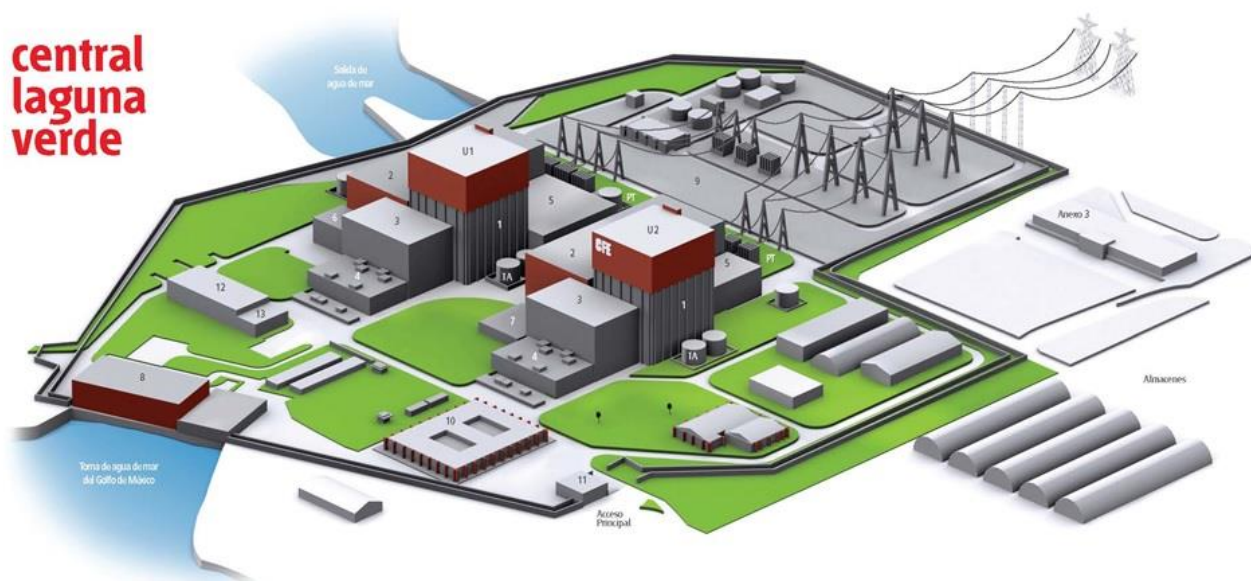


Figura 2.4
Esquema de la CNLV³²

²⁹ <http://www.veracruz.gob.mx/proteccioncivil/pere/>

³⁰ Tabla 2.3.8 Centrales de Generación Nucleoelectrónica, PRODESEN 2017-2031, pág. 176

³¹

http://web.archive.org/web/20130419012606/http://www.mexicodiplomatico.org/art_diplomatico_especial/laguna_verde.pdf

³² <https://fernandotorresmx.files.wordpress.com/2013/07/central-laguna-verde.jpg>

2.4.1 Características de la Central Nuclear de Laguna Verde (CNLV)

La CNLV se encuentra ubicada sobre la costa del Golfo de México con lo que utiliza el agua del mar para refrigerarse. La planta nuclear dispone de una superficie de 370 hectáreas. El centro urbano más cercano a la Central, vía terrestre, es Palma Sola, Veracruz.

Los dos reactores nucleares de la central son del tipo BWR-5 General Electric. El combustible nuclear utilizado es el uranio 235 enriquecido al 4 %, aproximadamente.

En febrero de 2007, la CFE anunció la intención de aumentar la capacidad instalada de la central nuclear en un 20%. El contrato para efectuar esta ampliación de la capacidad eléctrica la ganó la empresa española Iberdrola³³.

Este hecho sustenta que, desde administraciones anteriores, el incremento de participación de la planta ha sido estudiado y aceptado. De igual manera, este aumento propugna una posterior incorporación de un mayor número de reactores.



Figura 2.5

Localización, capacidad y generación de la planta Laguna Verde³⁴

³³ <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/mexico.aspx>

³⁴ Mapa 2.3.7 Capacidad y Generación en centrales nucleoelectricas 2016, PRODESEN 2017, pág. 176.



Figura 2.6
Vista vía satélite de la planta Laguna Verde³⁵

³⁵ Google Maps. Elaboración propia

Tabla 2.8
Características de la central de generación nucleoelectrica

Rubro		Unidades
Capacidad total ³⁶	1,608	(MW)
Generación Bruta ³⁷	10,567	(GWh)
Eficiencia térmica ³⁸	35	%
Factor de planta ³⁹	90	%
Tasas de mantenimiento ⁴⁰	10.7	%
Tasas de salida forzada ⁴¹	11.7	%
Régimen térmico ⁴²	10.4	(GJ/MWh)
Usos propios ⁴³	3.5	%
Vida útil ⁴⁴	60	años
Costos fijos de operación y mantenimiento ⁴⁵	99.5	(Dólares/kilowatt-año)
Costo unitario de inversión ⁴⁶	3,924	(Dólares/kilowatt)
Costos variables de operación y mantenimiento ⁴⁷	2.4	(Dólares/Megawatt-hora)

³⁶ Tabla 2.3.8 Centrales de Generación Nucleoelectrica, PRODESEN 2017-2031, pág. 176

³⁷ *Ibidem*

³⁸ Tabla 4.2.2 Eficiencia Térmica, PRODESEN 2017-2031, pág. 219

³⁹ Tabla 4.2.4 Factor de Planta, PRODESEN 2017-2031, pág. 219

⁴⁰ Tabla 4.2.5 Tasa de mantenimiento, PRODESEN 2017-2031, pág. 222

⁴¹ Tabla 4.2.6 Tasa de salida forzada, PRODESEN 2017-2031, pág. 222

⁴² Tabla 4.2.7 Régimen Térmico, PRODESEN 2017-2031, pág. 222

⁴³ Tabla 4.2.8 Usos Propios, PRODESEN 2017-2031, pág. 223

⁴⁴ Tabla 4.2.9 Vida útil, PRODESEN 2017-2031, pág. 223

⁴⁵ Tabla 4.2.10, Costos fijos de operación y mantenimiento PRODESEN 2017-2031, pág. 225

⁴⁶ Tabla 4.2.11, Costo unitario de inversión PRODESEN 2017-2031, pág. 225

⁴⁷ Tabla 4.2.12 Costos variables de operación y mantenimiento, PRODESEN 2017-2031, pág. 225

2.5 Costos del Sistema Eléctrico Nacional

Como ya se mencionó antes el PIIRCE es un documento que concentra información de proyectos de centrales eléctricas que se realizan en un periodo de 15 años. Este programa se hace procurando que sea con el costo más bajo para el SEN.

El costo total se calcula como:

$$C_T = C_{INV} + C_{O\&M} + C_{ENS} \quad (\text{ecuación 2.1})$$

Donde C_{INV} es el valor de los costos de inversión en proyectos de generación; $C_{O\&M}$ es el valor de los costos de operación y mantenimiento y C_{ENS} es el valor de la energía no suministrada. Cabe aclarar que estos valores son valores presentes.

Para la planeación del SEN, la SENER establece una probabilidad de energía no suministrada eficiente (*PENS eficiente*) menor a 0.0315%, con el fin de disminuir el riesgo de fallas en el suministro de energía eléctrica y se cumpla con el criterio de costo mínimo.

Para determinar el valor total del SEN, SENER hace algunas consideraciones de gran importancia, como los planes de construcción, inclusión y retiro de algunas centrales eléctricas, todos estos datos concentrados en el PIIRCE.

De acuerdo con el PRODESEN 2017 se tienen previstos 3 proyectos de instalación de centrales nucleoelectricas. (CN001, CN002 y CN003)⁴⁸

Los primeros dos proyectos se proponen en Veracruz en 2029 y 2030, mientras que la tercera corresponde al estado de Tamaulipas, con un estimado de instalación en 2031.

⁴⁸ Tabla 4.4.1 Programa Indicativo para la Instalación de Centrales Eléctricas 2017-2031, PRODESEN 2017-2031, págs. 239, 263, 264.

Capítulo 3. Reactor AP1000

El reactor AP1000 es un PWR de dos bucles de 1,000 MWe con características de seguridad pasivas y simplificaciones de planta que mejoran la construcción, operación, mantenimiento y seguridad. El diseño del AP1000 se deriva directamente del AP600 (PWR de 600 MWe); ver Figuras 3.1 y 3.2.

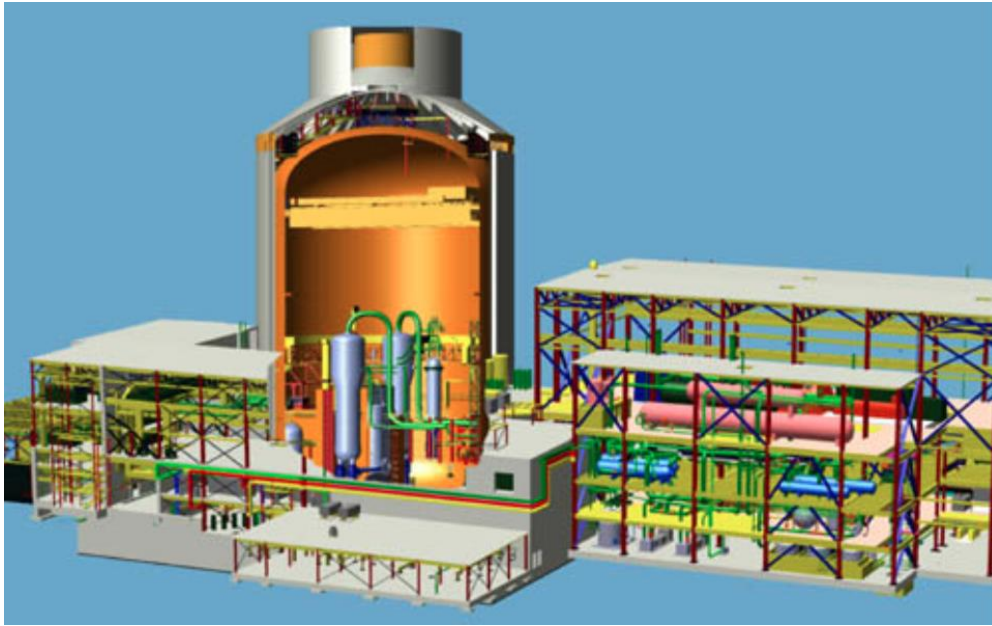


Figura 3.1
Esquema general de una planta AP600 [16]



Figura 3.2
Esquema de una planta AP1000 [16]

3.1 Antecedentes

En diciembre de 1999, la NRC concedió la certificación al diseño del AP600. Hasta este punto era el único diseño de reactor nuclear con sistemas de seguridad pasivos en obtener la aprobación de operación en Occidente o en Asia.

El AP600 utiliza tecnología probada por más de 30 años de experiencia operativa de PWR y cumplía con los requisitos económicos impuestos por el departamento de energía de Estados Unidos (DOE), incluyendo las metas de costos.⁴⁹ Westinghouse reconoció que la estimación para el AP600 no era competitiva en el mercado estadounidense, por lo tanto, se embarcó en el desarrollo del AP1000.

El Programa AP1000 de Westinghouse tiene como objetivo proporcionar una mejora adicional importante en la planificación de la economía, manteniendo seguridad por métodos pasivos establecidos por el AP600 con un aumento de la potencia eléctrica.

Westinghouse y el personal de la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (US NRC) fueron los encargados de completar la certificación de diseño para el AP1000 para 2004⁵⁰.

El 28 de marzo de 2002, Westinghouse presentó a la US NRC el Documento de Control de Diseño AP1000 y Evaluación Probabilística de Riesgo⁵¹, iniciando así el proceso formal de revisión de la certificación del diseño. Los resultados presentados en esos documentos verifican el rendimiento en términos de seguridad de las plantas AP1000 de acuerdo a los requisitos de licencias de la NRC; establecen la aplicabilidad de la prueba y códigos de seguridad del AP600 a la certificación de diseño AP1000⁵².

3.2 Descripción del equipo principal

AP600 y AP1000 se basan en pruebas y tecnología probada. El sistema de refrigeración del reactor (RCS, *reactor cooling system*) consiste en dos circuitos de transferencia de calor, cada circuito contiene un generador de vapor, dos bombas de refrigerante, una “hot leg” o conducto caliente y dos “cold legs” o conductos fríos para la circulación del refrigerante entre el reactor y los generadores de vapor. El sistema también incluye un presurizador, tubería de interconexión y válvulas e instrumentación de control para la actuación de salvaguardias (ver Figura 3.3).

⁴⁹ Review of DOE’s Nuclear Energy Research and Development Program, National Academy of Sciences, pg. 14, 2008

⁵⁰ AP1000 Design Control Document, Revision 2, May 2002.

⁵¹ AP1000 Probabilistic Risk Assessment, Revision 0, March 2002.

⁵² *Ibíd*em

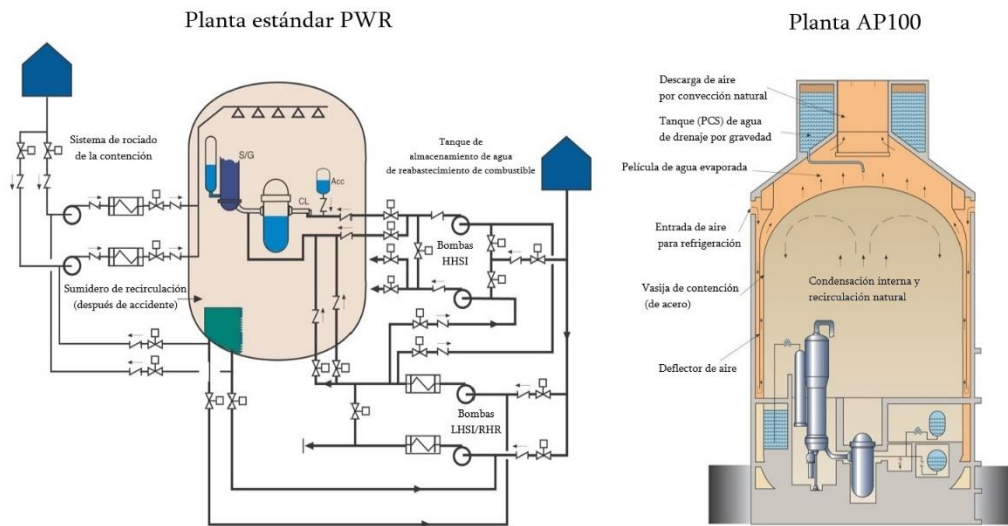


Figura 3.3
Comparación entre una central estándar PWR y una central AP1000 [14]

El sistema nuclear de suministro de vapor (NSSS, *nuclear steam supply system*), mostrado en la Figura 3.4, se encuentra dentro de la contención del reactor. Todos los equipos relacionados con la seguridad pueden encontrarse en el edificio del reactor o en el edificio auxiliar. Estos dos edificios se construyen sobre una base de reducción sísmica, reduciendo en gran medida los efectos de un evento telúrico en la planta.

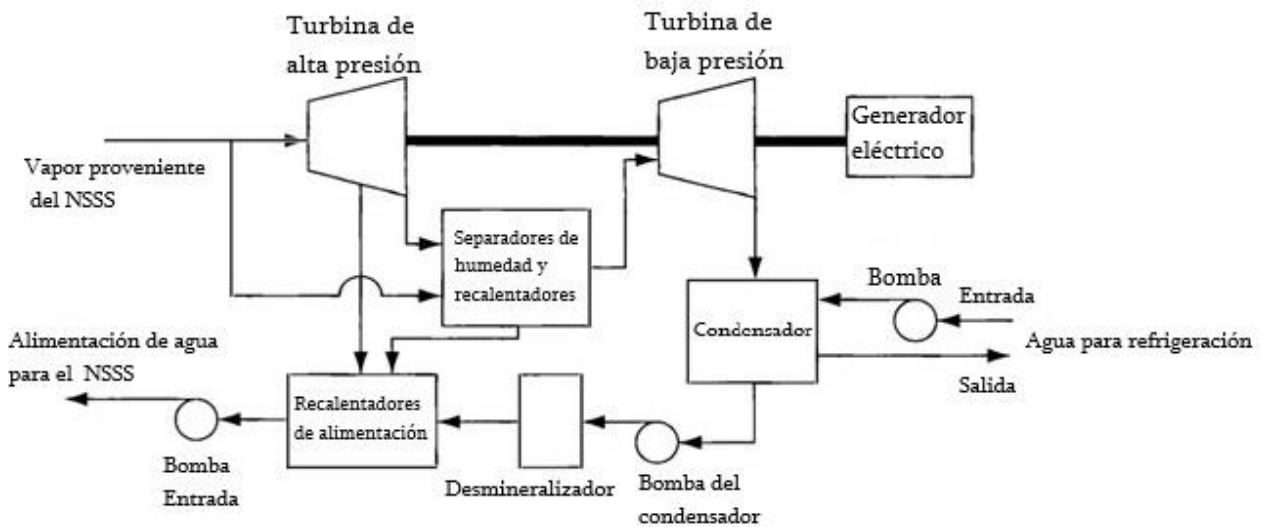


Figura 3.4
Esquema general de los procesos asociados al NSSS [24]

3.2.1 Diseño del Reactor

Ambos reactores (AP600 y AP1000) tienen núcleos convencionales de los PWR de Westinghouse. Para ambos, la vasija del reactor es la misma que la de una Planta Westinghouse de tres bucles, con boquillas ajustadas para acomodar los dos bucles del AP600 o AP1000.

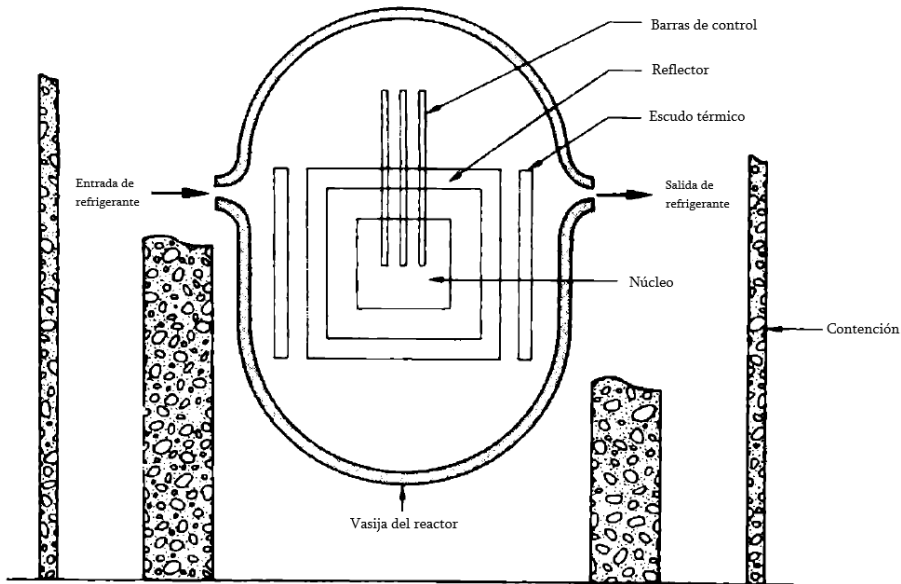


Figura 3.5
Esquema de una vasija estándar de un PWR [2]

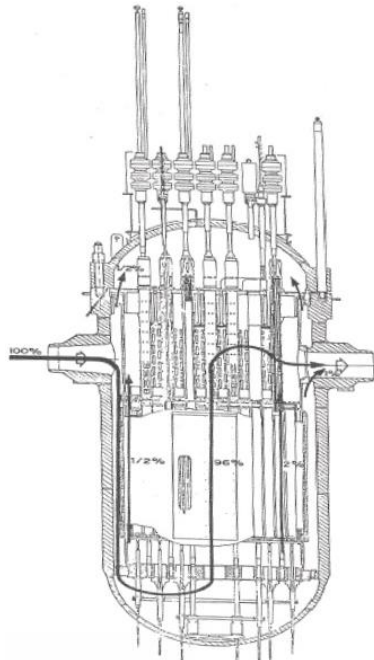


Figura 3.6
Vasija de un PWR Westinghouse [17]

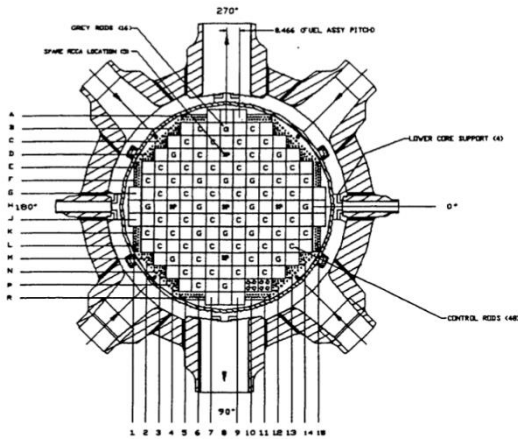


Figura 3.7 (a)

Arreglo de los ensamblajes de combustible en un PWR estándar [2]

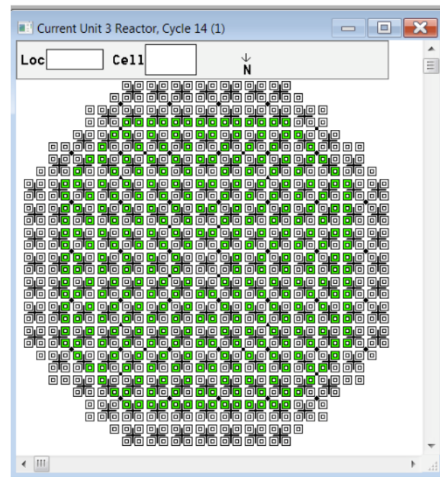


Figura 3.7 (b)

Arreglo de los ensamblajes de combustible de un AP1000 [20]

Un AP600 tiene un núcleo con 145 ensamblajes de combustible, mientras que el AP1000 tiene un arreglo de 157 ensamblajes. En general la planta de un AP1000 es más grande que una de un AP600.

El núcleo del AP1000 mide 4.27 metros (14 ft) mientras que el AP600 mide 3.65 metros (12 ft) de largo. Esto hace que el núcleo AP1000 es muy similar al de los reactores de Doel 3 y Tihange 4.⁵³ La instrumentación móvil montada en el fondo ha sido sustituida por una en la parte superior.

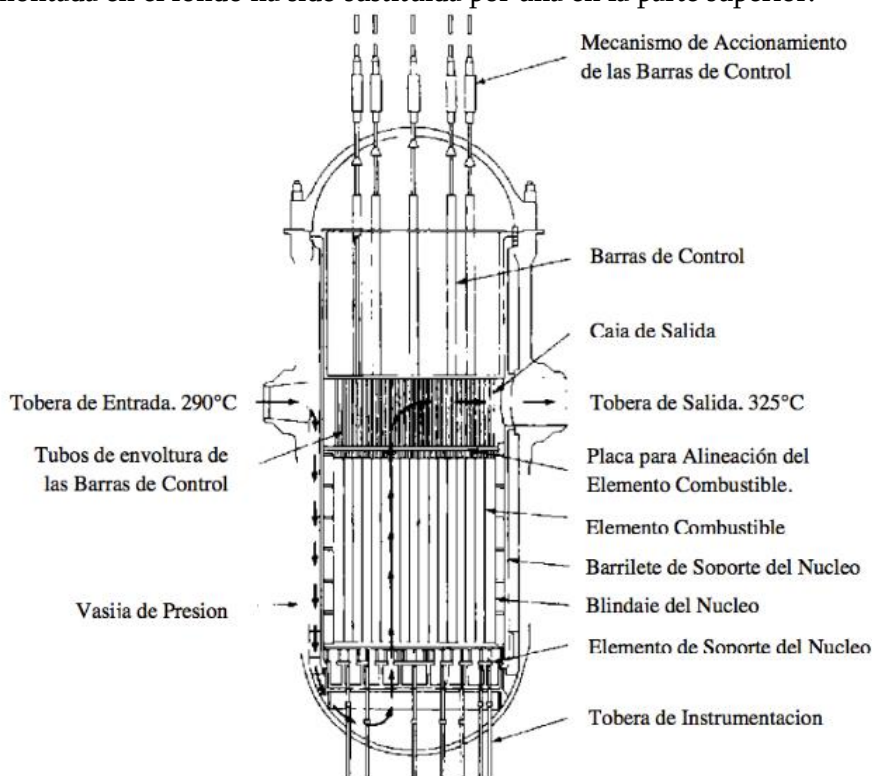


Figura 3.8

Vista transversal de una vasija de un PWR [17]

⁵³ Doel 3 de la *Doel Nuclear Power Station* y Tihange 4 de la *Tihange Nuclear Power Station*, ambas plantas nucleoelectricas ubicadas en Bélgica.

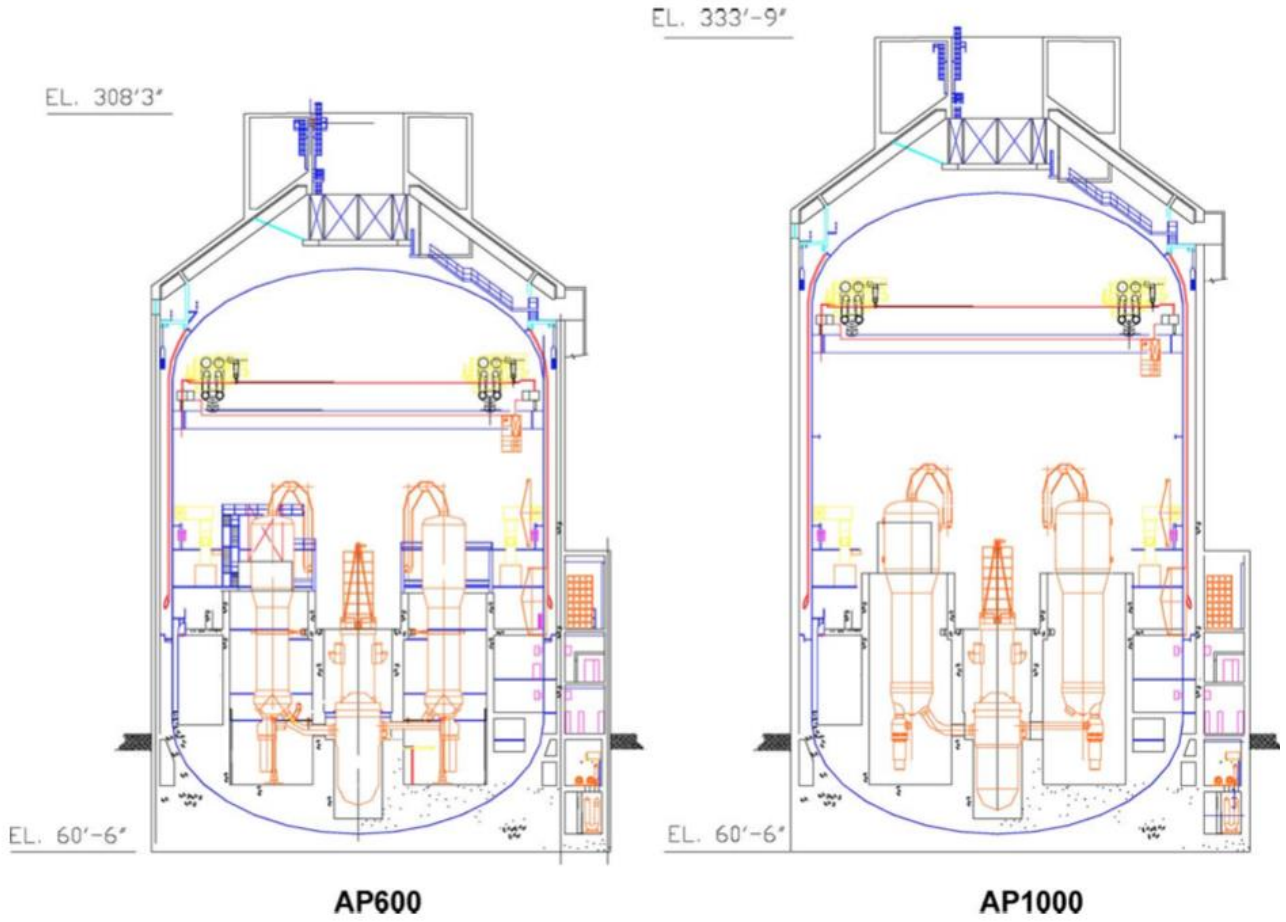


Figura 3.9
 Esquema comparativo de un AP600 y un AP1000 [19]

3.2.2 Generadores de vapor

Para un AP600 se utilizan dos generadores de vapor modelo Delta-75. El AP1000 utiliza dos generadores de vapor modelo Delta-125. Ambos modelos de generadores de vapor se basan en el modelo F de Westinghouse.

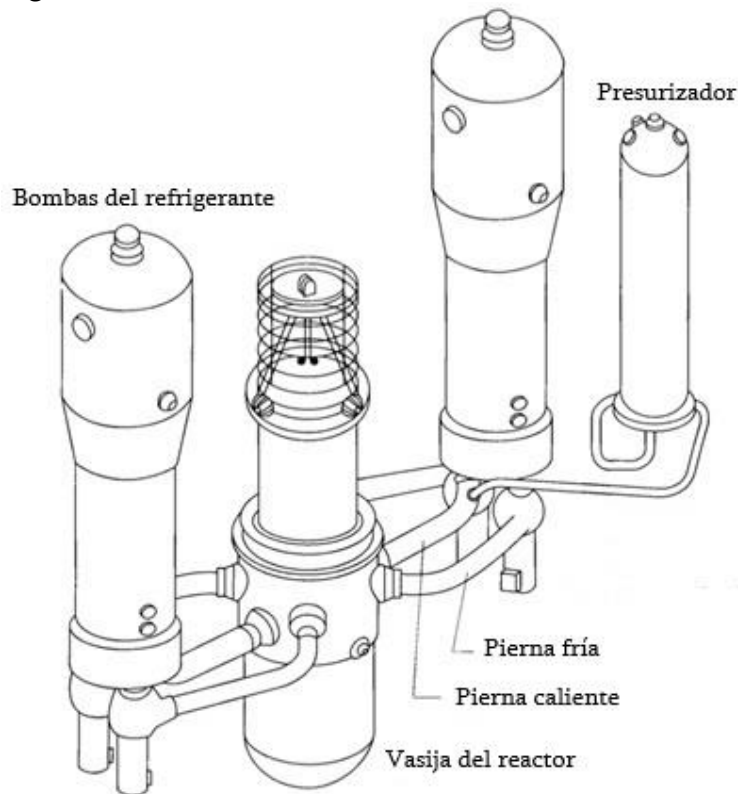


Figura 3.10
Sistema primario de un AP600 [17]

El aumento en su confiabilidad se debe algunas mejoras como:

- expansión hidráulica de profundidad total de los tubos en el plato
- placas de soporte de acero inoxidable
- tubería Inconel 690⁵⁴ tratada térmicamente, resistente a la corrosión
- barras anti vibratorias mejoradas para reducir el desgaste
- separadores de humedad primarios y secundarios
- un paso de tubo triangular

⁵⁴ Inconel es una familia de super aleaciones basadas en níquel-cromo austenítico: acero gamma (γ), cuenta con ordenamiento específico de los átomos de hierro y carbono

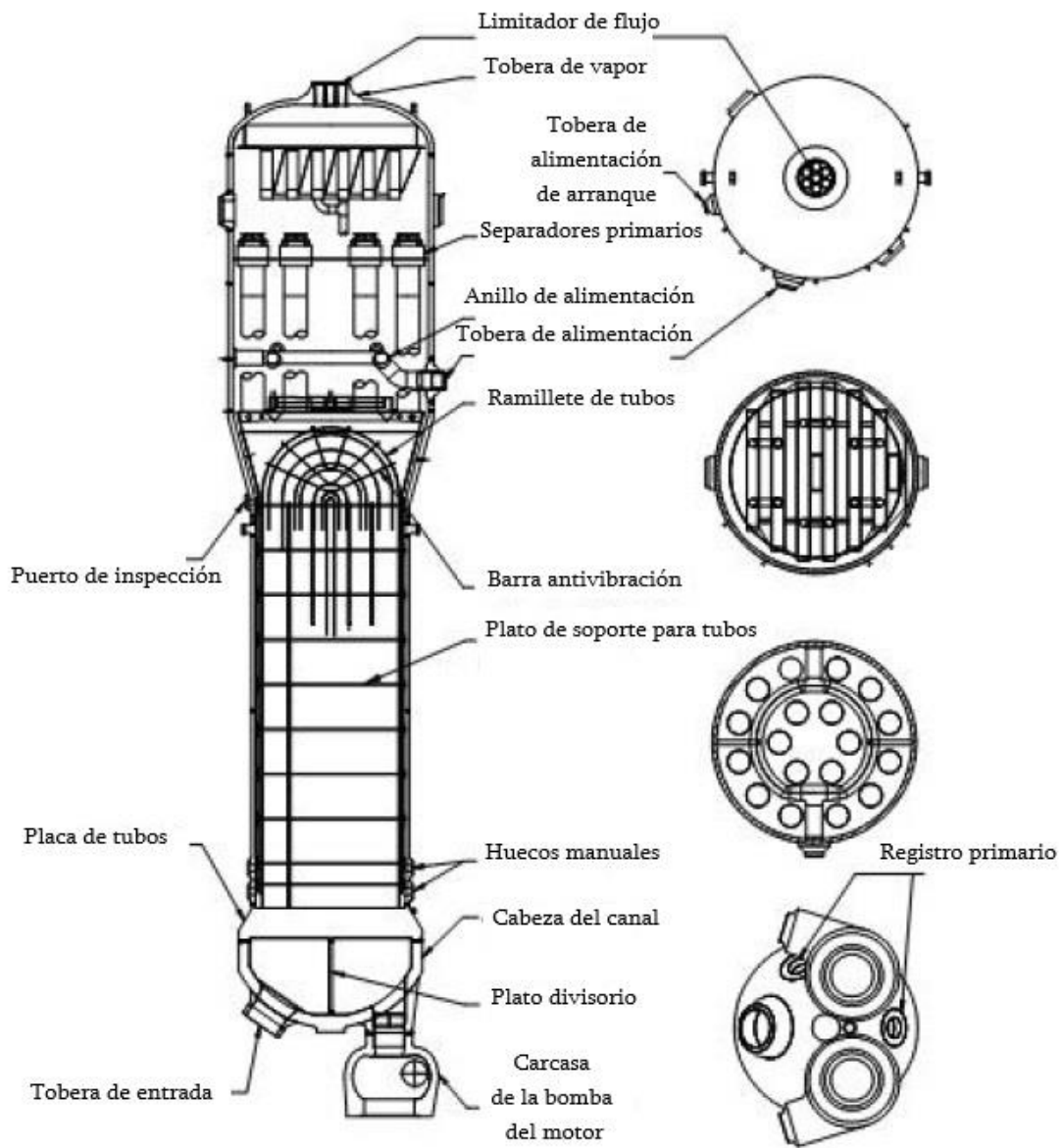


Figura 3.11
 Diagrama del generador de vapor de un AP1000 [17]

3.2.3 Bombas de refrigeración y tubería

Ambas plantas se conforman con bombas para circular refrigerante del circuito primario al núcleo, pasando por la tubería central, y generadores de vapor. Dos bombas están montadas directamente en la cabeza del canal de cada generador de vapor.

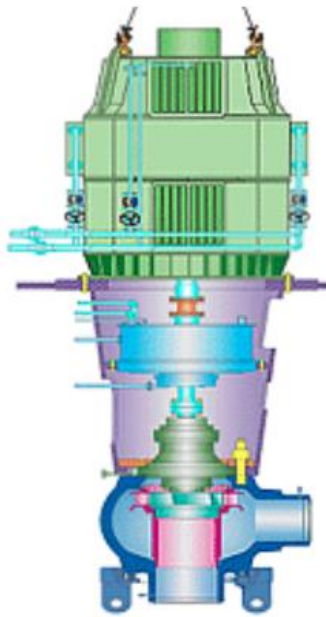


Figura 3.12
Bombas de circulación de refrigerante AP1000 [27]

Las bombas de circulación del AP1000 están basadas en el valor más bajo de densidad de agua caliente a temperatura de operación normal, en vez de una temperatura ambiente del agua más densa para el AP600.

Esto proporciona el aumento requerido en el flujo del refrigerante del reactor con sólo una pequeña adición en el tamaño físico del motor. Una última variación ha sido añadida en el AP1000, mediante un controlador de velocidad variable. Fuera de operación, este variador de velocidad se encuentra encendido para compensar la mayor densidad de agua. Cuando se encuentra en operación, el variador de velocidad está desconectado y las bombas funcionan a velocidad constante, como en el AP600.

La integración de la bomba de succión en el fondo de la parte superior del canal del generador de vapor, elimina la sección cruzada de la tubería en el circuito del refrigerante; reduce la caída de presión del bucle; simplifica el sistema de cimentación y soporte para el generador de vapor, bombas y tuberías; y elimina la posibilidad de exposición del núcleo durante una LOCA pequeño.

La tubería del RCS está configurada en dos bucles principales de refrigerante, cada uno de los cuales emplea un tubo de conducto caliente con diámetro interior de 787.4 mm (31 pulgadas) para transportar el refrigerante del reactor a un generador de vapor, y dos de 560 mm (una por bomba) para transportar el refrigerante del reactor de vuelta al recipiente del reactor para completar el circuito. Las dos boquillas de succión de la bomba de refrigerante del reactor se sueldan directamente a las boquillas de salida en la parte inferior de la cabeza del canal del generador de vapor.

3.2.4 Presurizador

El presurizador del AP1000 es más grande en comparación del AP600, con un volumen de 59.5 metros cúbicos (2100 pies cúbicos). Esto se logra haciendo que el presurizador tenga mayor altura, manteniendo su diámetro, sin modificar su distribución ni componentes cercanos, manteniendo así el diseño del AP600 en esta área. En general el presurizador del AP1000 mantiene márgenes similares al del AP600.

3.2.5 Vasija de contención

Ambas plantas utilizan un diámetro de 39,6 metros (130 pies) para el recipiente de contención independiente.

Mientras que el AP600 utiliza tres anillos y una cabeza superior e inferior, el AP1000 tiene un anillo adicional para proporcionar un volumen mayor.

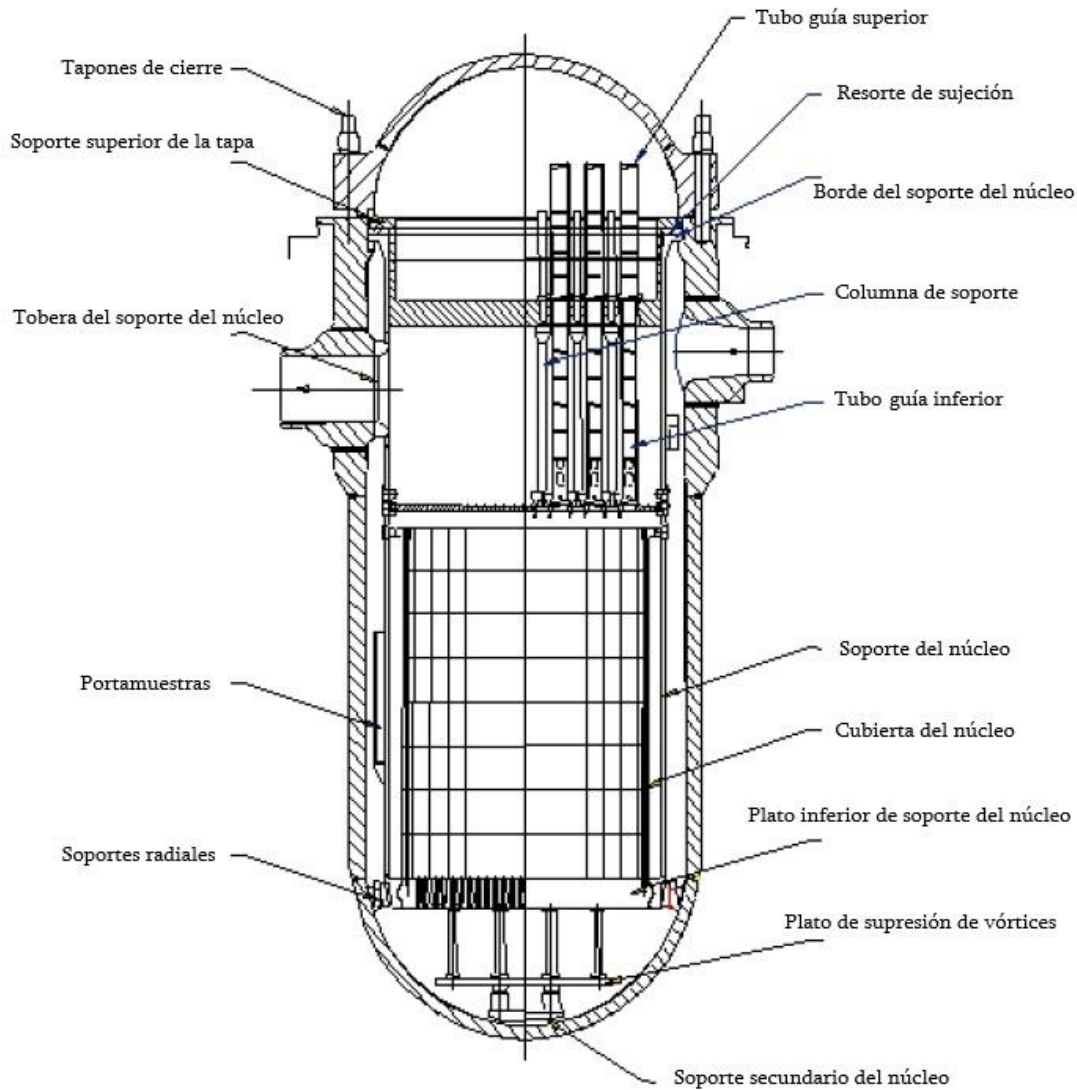


Figura 3.13
Diagrama de la vasija de un AP1000 [17]

Para el AP1000 la presión base de diseño aumentó de 3.10 bar (45 psig) a 4.07 bar (59 psig) con el uso de una pared ligeramente menos gruesa, 4.44 cm (1 3/4 in), de un acero más fuerte

Las secciones en los anillos y la cabeza de la vasija son pre-formadas⁵⁵ en hojas de acero con el fin de facilitar su transporte, montaje e instalación.

La sección de anillos más grande incluye el soporte para el uso de una grúa polar, su peso aproximado es de 725 toneladas (658 toneladas métricas) mientras que el de ambos cabezales es de 550 toneladas (500 toneladas métricas)

⁵⁵ Estas placas de acero son formadas en instalaciones fuera de sitio de construcción y enviadas al sitio para su montaje e instalación utilizando grúa de gran capacidad.

3.3 Características nucleares de seguridad

Los sistemas de seguridad del AP600 y del AP1000 incluyen inyección pasiva de seguridad, remoción de calor residual pasivo y enfriamiento pasivo de contención. Todos estos sistemas cumplen con los criterios de falla única de la NRC⁵⁶ y otros criterios recientes, incluidas las clases de Three Mile Island, y Fukushima Daiichi, algunas cuestiones de seguridad no resueltas y cuestiones genéricas de seguridad.⁵⁷

El uso de sistemas pasivos y elementos basados en la experiencia aumentan la seguridad, confiabilidad y mejoran la aceptación del uso de plantas nucleares. Además de facilitar la concesión de simplificar los sistemas, equipos y operaciones generales de la planta y mantenimiento.

La simplificación de sistemas de planta, combinado con los márgenes operativos de la planta, reduce las acciones requeridas por el operador en caso de accidente.

Los sistemas pasivos sólo utilizan procesos termodinámicos naturales como la gravedad, la circulación natural y principios físicos básicos. No se hace uso de bombas, ventiladores, motores diésel, enfriadores u otros elementos adicionales para que los sistemas de seguridad entren en funcionamiento. Esto elimina la necesidad de fuentes de alimentación de corriente alterna relacionadas con la seguridad.

Algunas válvulas simples alinean los sistemas de seguridad pasiva cuando son accionados automáticamente. En la mayoría de los casos, estas válvulas son *Fail-safe*.⁵⁸

Estos elementos requieren energía para permanecer en estado normal, entendido como cerrado. La pérdida de energía hace que se abran y entren en estado de seguridad, o alineados. En cualquiera de los casos, el mecanismo usado para encenderse utiliza energía almacenada de resortes, gas comprimido o baterías.

Algunas modificaciones simples en los sistemas de seguridad aplicados al AP600 dieron pie a que el diseño del AP1000 aumente los márgenes de seguridad sin que el diseño sufriera cambios estructurales.

Puesto que no hay bombas relacionadas con los sistemas de seguridad, al aumentar el tamaño de la tubería se logra una mayor corriente, y un mayor volumen en general para toda la estructura del reactor y sistemas de seguridad, sin modificar la superficie sobre la cual se construye.

De esta manera se asegura que los diseños de otros sistemas no se ven afectados por cambios en el diseño general.

⁵⁶ Ruptura de tubería principal de refrigerante.

⁵⁷ Incendios, sismos, y cuestiones relacionadas con seguridad fuera del edificio del reactor.

⁵⁸ Diseño que evita ser accionado o cerrado por un error humano.

3.3.1 Sistemas Pasivos de Seguridad (PSS)

Los sistemas pasivos de seguridad establecen y mantienen el enfriamiento del núcleo conservando la integridad del mismo sin incluir sistemas que requieren estar conectados a energía eléctrica y/o un operador.

Los PSS cumplen los criterios de falla única y la evaluación probabilística de riesgo (PRA, por sus siglas en inglés), y son mucho más sencillos que los sistemas de seguridad típicos de los PWR. Contienen mucho menos componentes⁵⁹, reduciendo las pruebas requeridas, inspecciones y mantenimiento.

Los PSS no requieren la gran red de sistemas activos de apoyo a la seguridad necesarios en plantas nucleares típicas. Estos incluyen conexión a la red de energía eléctrica, agua en caso de necesitar refrigeración y los edificios sísmicos asociados a sus componentes.

3.3.2 Sistema de Control Químico y de Volumen

El sistema de control químico y de volumen (CVS, *Chemical and Volume Control System*) consiste en un arreglo de intercambiadores de calor, desmineralizadores y filtros regenerativos y de descongelación, bombas de relleno, tanques, válvulas, tuberías e instrumentación asociadas. Está diseñado para realizar las siguientes funciones principales:

- Purificación: mantiene la pureza y el nivel de actividad del refrigerante del reactor dentro de límites aceptables.
- Control y relleno del inventario del sistema de refrigeración del reactor: mantiene el inventario de refrigerante requerido en el sistema de refrigeración del reactor y el nivel de agua presurizada programada durante las operaciones normales de la planta.
- Calentamiento y control químico: mantiene la química del refrigerante del reactor durante la puesta en marcha de la planta, la dilución normal de boro para el arranque de la planta y para compensar el agotamiento del combustible, parada por boración y control del pH del sistema refrigerante del reactor manteniendo el nivel adecuado de hidróxido de litio.
- Control de oxígeno: proporciona los medios para mantener el nivel adecuado de hidrógeno disuelto en el refrigerante del reactor durante el funcionamiento y para lograr el nivel de oxígeno adecuado antes de la puesta en marcha de la planta después de cada parada.
- Ensayo de llenado y presión del sistema de refrigeración del reactor: proporciona los medios para el llenado y prueba de presión del sistema de refrigerante del reactor. El CVS no realiza pruebas hidrostáticas del sistema refrigerante del reactor, sino que proporciona conexiones para una bomba de prueba hidrostática temporal.
- Relleno borado al equipo auxiliar: proporciona agua de relleno a los sistemas laterales primarios, que requiere agua borada de grado reactor.

⁵⁹ Se componen de un tercio del número de válvulas remotas como seguridad activa en sistemas típicos, y no contienen bombas.

- Espray Auxiliar del Presurizador: proporciona agua auxiliar de presurización para la despresurización.

3.3.3 Sistema de eliminación de calor residual

Este sistema consiste en dos trenes mecánicos con equipo, cada uno consiste en una bomba y un intercambiador de calor. El sistema también incluye las tuberías, válvulas e instrumentación necesarias para el funcionamiento del sistema.

Entre sus funciones se encuentran:

- Eliminación de calor de apagado: elimina el calor residual y sensible del núcleo y del sistema de refrigerante del reactor durante las operaciones de enfriamiento y apagado de la planta. El sistema proporciona un enfriamiento del sistema refrigerante del reactor de 177 a 48.9 °C (350 a 120 °F) dentro de las 96 horas posteriores a la parada y mantiene la temperatura del refrigerante del reactor a 48.9°C (120 °F) o menos.
- Purificación de apagado: proporciona el sistema de refrigerante del reactor y el flujo de purificación de la cavidad de reabastecimiento al sistema del CVS durante las operaciones de reabastecimiento de combustible.
- IRWST (*In-containment refuelling water storage tank*) o tanque de almacenamiento de agua de reabastecimiento de combustible dentro de la contención: proporciona enfriamiento para limitar la temperatura del agua a menos de 100 °C (212 °F) durante el funcionamiento extendido del sistema de eliminación de calor residual pasivo y no más de 48.9 °C (120 °F) durante el funcionamiento normal.
- Rellenado y enfriamiento del sistema de refrigeración del reactor a baja presión: proporciona un llenado a baja presión al sistema de refrigerante desde la alberca de carga y luego del IRWST, proporcionando así un margen adicional para el enfriamiento del núcleo. (ver Figura 3.14)
- Protección contra la sobrepresión a baja temperatura: proporciona protección contra sobrepresión a baja temperatura para el sistema de refrigeración del reactor durante las operaciones de reabastecimiento, puesta en marcha y apagado.
- Ruta de flujo de llenado del inventario de la contención a largo plazo después del accidente: proporciona una vía de flujo para el llenado a largo plazo después del accidente en el inventario de agua de la contención del reactor para compensar fugas.
- Calentamiento posterior a la recuperación de accidentes del núcleo y del sistema de refrigeración del reactor, después de la mitigación exitosa de un accidente por el sistema pasivo de refrigeración del núcleo.
- Refrigeración de la alberca de combustible gastado: proporciona refrigeración de reserva de la alberca de combustible gastado.

3.3.4 Sistemas de emergencia de refrigeración de núcleo

El sistema pasivo de refrigeración de núcleo (PXS) proporciona la remoción de calor, la inyección de seguridad y la boración. Por lo tanto, protege la planta contra eventos transitorios y fugas del sistema de refrigerante del reactor y rupturas de varios tamaños y ubicaciones, proporciona las funciones de seguridad de la eliminación de calor residual de núcleo, inyección de seguridad y despresurización. No hay descubrimiento de núcleo para una línea de inyección directa a la vasija de 200 mm (8 pulgadas) y el PXS proporciona un margen aproximado de 202 °C (363 °F) hasta el límite máximo de temperatura después de una ruptura de dos extremos de un tubo principal de refrigerante.

3.3.5 Inyección y despresurización de seguridad

El PXS utiliza tres fuentes de agua para mantener refrigeración al interior del núcleo. Estas fuentes de inyección incluyen los tanques de cobertura del núcleo (CMT), acumuladores y el IRWST (circuitos en colores en la Figura 3.14).

Estas fuentes de inyección están conectadas directamente a dos boquillas en la vasija del reactor, de modo que en ninguna inyección el flujo puede ser derramado.

El agua de inyección a largo plazo se suministra por el IRWST, que se encuentra en la contención justo arriba los bucles RCS (circuito verde en la Figura 3.14).

El IRWST es aislado del RCS por las válvulas de rechazo. El tanque está diseñado para la presión atmosférica, y, por lo tanto, el RCS debe despresurizarse antes de que pueda ocurrir la inyección.

El sistema de tanques IRWST está aislado del sistema de refrigeración del núcleo, RCS, por válvulas de descarga y válvulas de retención (circuito café de la figura 3.14).

El tanque fue diseñado en condiciones atmosféricas estándar y debe ser despresurizado antes de que pueda ocurrir una inyección. El RCS está controlado para reducir la presión a aproximadamente 0.83 bars (12 psig, 0.817 atm), momento en el cual la cabeza de agua de los tanques IRWST (verde bandera en Figura 3.14), supera la baja presión del sistema de refrigeración del núcleo (RCS) y la presión perdida en las líneas de inyección.

El sistema PXS procede a despresurizar mediante las cuatro etapas del sistema ADS (*Automatic Depressurization System*) para hacer posible una reducción de presión controlada de los sistemas RCS. Para mantener márgenes similares de accidentes inyección de seguridad, algunas líneas en el PXS se hicieron más grandes para el AP1000. Además, el tanque de relleno del núcleo aumentó su volumen el fin de proporcionar un margen adecuado⁶⁰ de tubería y estructura adyacentes.

⁶⁰ AP1000 Design Control Document, Revision 19, Chapter 16, Technical Specifications, June 2011.

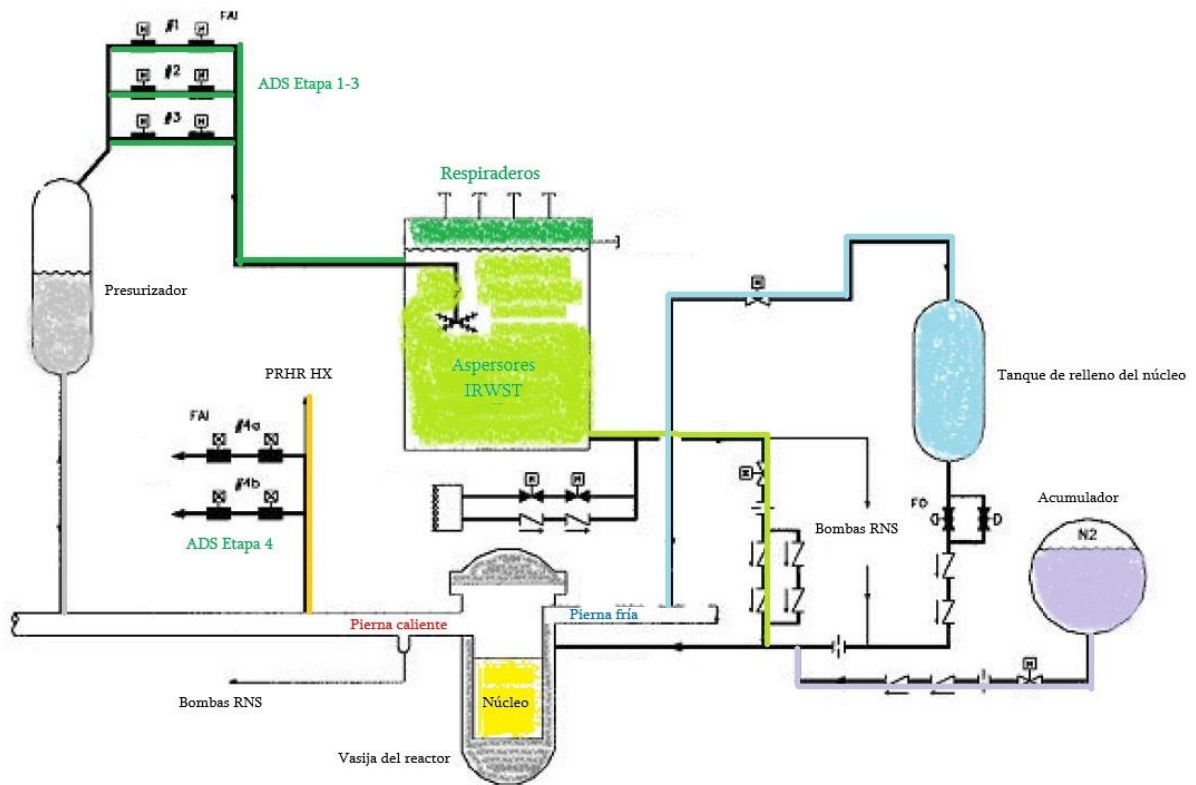


Figura 3.14
Sistemas de enfriamiento del núcleo del AP1000⁶¹

3.3.5 Eliminación de calor residual con remoción pasiva

Los sistemas pasivos PXS incluyen un intercambiador de calor residual con remoción pasiva (*PRHR HX, passive residual heat removal heat exchanger*) conectado al primer bucle de los sistemas RCS.

El sistema de remoción (eliminación) de vapor protege la planta contra los transitorios que alteran los sistemas de alimentación de agua y la generación de vapor. Satisface los criterios de seguridad por la pérdida de agua de alimentación, los cortes de línea de agua de alimentación y los cortes de línea de vapor.

En el AP1000, el diseño de las porciones (partes) horizontales del PRHR HX se prolongaron, y para algunas secciones del diseño del AP600 se añadieron piezas. Estas renovaciones dieron como resultado un 100 por ciento de capacidad sin afectar la disposición de la tubería.

El sistema IRWST proporciona el disipador de calor para el PRHR HX. Aquí el agua absorbe el calor de decaimiento durante más de una hora antes de que el agua comience a hervir. Una vez que comienza la ebullición, el vapor pasa al contenedor. El vapor se condensa en la vasija de contención de acero, y después de ser recolectada la gravedad la envía de nuevo al IRWST.

⁶¹ Status Report 81 Overview Advanced Passive PWR (AP1000), IAEA 2011, pág. 13 con modificación.

El PRHR HX y el sistema de refrigeración de contención pasiva proveen una capacidad de remoción de calor residual casi de manera indefinida, sin incluir a un operador. Para el AP1000 el nivel de agua necesario para el IRWST fue aumentado para proveer un inventario de agua adecuado sin que la estructura sufriera cambios importantes.

3.3.6 Sistema de refrigeración de contención pasiva

El sistema de refrigeración de contención pasiva (PCS) contiene un disipador de calor final relacionado con la seguridad de la planta.

El PCS enfría el sistema de contención una vez que ocurre un accidente, de modo que la presión comienza a reducirse (ver Figura 3.15). La vasija de contención de acero suministra una superficie lo suficientemente grande para que el calor excedente en el interior se disipe al exterior. Este calor es removido de la vasija por la circulación de una corriente de aire continua. En caso de un accidente, esta corriente es sustituida por la evaporación del agua. El agua es drenada por gravedad de un tanque situado en la parte superior del edificio escudo de contención.

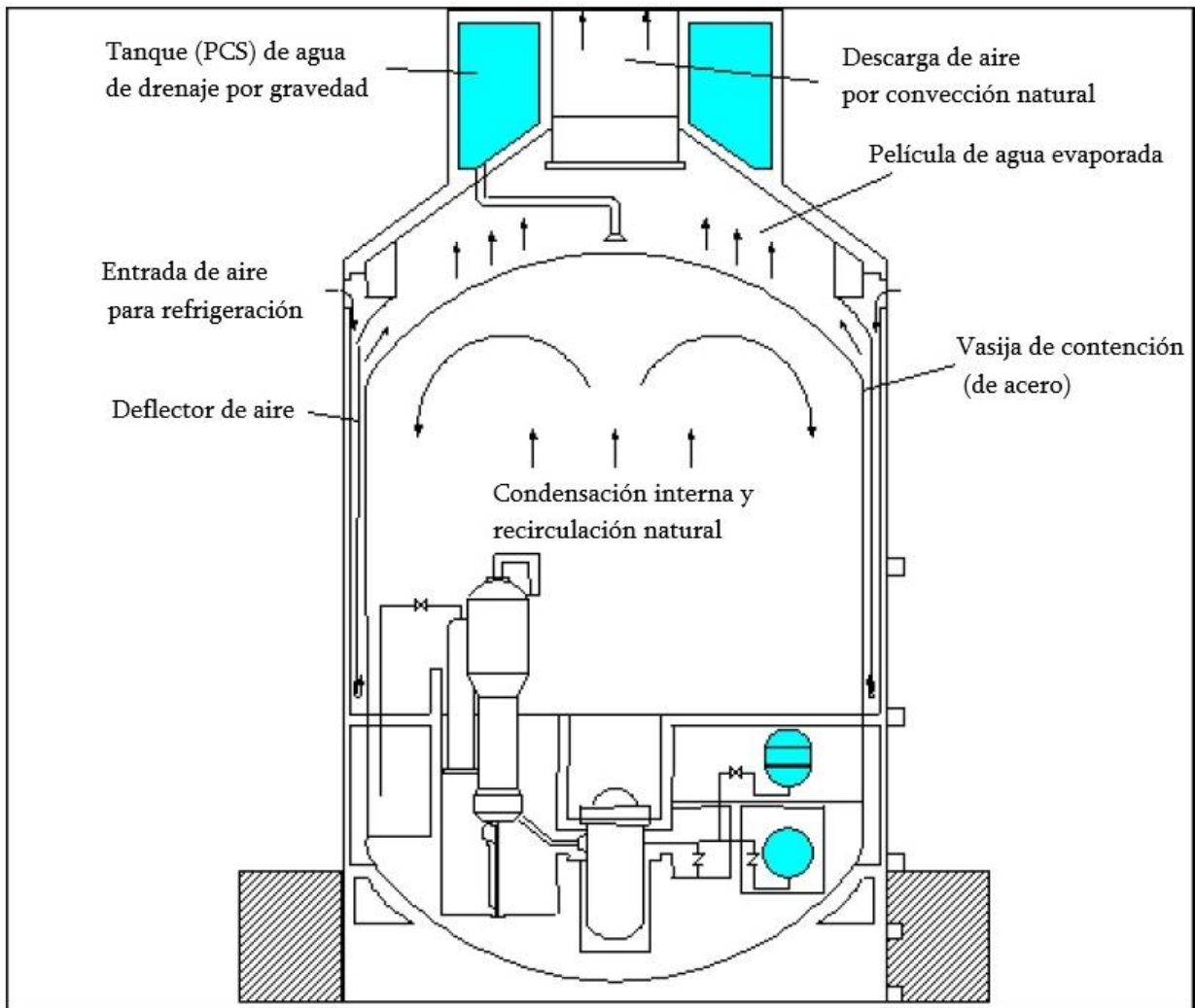


Figura 3.15
PCS de un AP1000 [17]

El contenedor del AP600 y el AP1000 tienen el mismo diámetro, en el caso del AP1000 la altura aumentó para proporcionar un mayor volumen. A este volumen adicional se le hizo un cambio en el material de revestimiento, lo que aumentó los márgenes de presión permitidos en caso de accidente.

Diferentes análisis al diseño del AP1000 muestran que los sistemas de contención permanecen intactos o no se ven sobrepasados en caso de accidentes graves [21]. Los niveles de radiactividad tampoco sufren una variación considerable. Incluso con el desagüe de agua, el aire de enfriamiento es capaz de mantener la contención por debajo de la presión de falla calculada.

Otras características que mejoran una planta AP1000 es la contención y confinamiento en caso de ruptura de tubos generadores de vapor (*SGTR, steam generator tube ruptures*).

3.3.7 Evaluación probabilística del riesgo (PRA, *Probabilistic Risk Assessment*)

La PRA se ha utilizado como parte del diseño desde el inicio del programa del AP600 en 1985. Se han realizado siete cuantificaciones importantes de PRA en el AP600 y una cuantificación importante en el AP1000. Durante cada una de estas cuantificaciones, los documentos de PRA fueron revisados para posibles modificaciones. Muchos cambios de diseño y operación se han hecho con base en estos resultados.

Los resultados del PRA en el AP1000 muestran bajas frecuencias de fusión del núcleo y de poca liberación de radiactividad, ambas significativamente por debajo de los niveles postulados por la NRC.

Una ventaja importante de seguridad de las plantas pasivas versus convencionales es que la mitigación de accidentes a largo plazo puede mantenerse sin un operador y sin dependencia de fuentes de alimentación de CA externas o in situ. Los sistemas de seguridad pasiva proveen de una refrigeración de núcleo a largo plazo y remoción de calor residual y sin depender de sistemas activos relacionados con la seguridad.

Para limitar los accidentes base de diseño, el inventario de refrigerante del núcleo, el sistema de contención y la refrigeración por recirculación y boración⁶² del núcleo son suficientes para durar al menos 30 días, incluso con una pérdida de inventario considerable. Esta característica se mantuvo del diseño del AP600.

En el diseño del AP1000 se tomó en consideración el caso de un accidente grave. Las funciones del sistema de despresurización automática (ADS) evita secuencias de fusión del núcleo de alta presión que pueden comprometer el sistema de contención por calentamiento directo y explosiones de vapor.

Las interacciones con el concreto se evitan mediante la retención de los restos de masa fundida del núcleo. Los encendedores de hidrógeno y los recombinadores auto catalíticos pasivos previenen las explosiones de hidrógeno.

⁶² Inyección de Boro al núcleo con el fin de parar la reacción en cadena.

3.3.8 Retención de escombros fundidos dentro de la vasija

La retención en la vasija (*IVR, In-vessel retention*) del residuo del núcleo fundido a través del enfriamiento por agua de la superficie externa de la vasija del reactor es una característica inherente de la gestión de accidentes severos del AP1000. Durante los accidentes severos propuestos, se ha demostrado que la estrategia de manejo de accidentes para inundar la cavidad del reactor con agua del IRWST y sumergir la vasija del reactor evita la falla de la vasija del AP1000.

El agua enfría la superficie externa de la vasija y evita que los desechos fundidos en el cabezal inferior entren en contacto con la pared de la vasija. La retención de los desechos en la vasija del reactor protege la integridad de la contención evitando fenómenos de accidentes severos, tales como la explosión del vapor y la interacción núcleo-concreto, que tienen grandes incertidumbres con respecto a la integridad de la contención.

La planta se adapta de forma única a la retención dentro de la vasija porque contiene características que favorecen su enfriamiento externo.

Algunas de estas características son:

El sistema de despresurización del RCS de varias etapas, que utiliza válvulas redundantes y diversas, da como resultado bajos esfuerzos en la pared de la vasija después de que se reduce la presión del sistema de refrigeración.

La cavidad del reactor puede inundarse para sumergir la vasija por encima de la elevación del bucle de refrigerante, con agua drenada intencionalmente del tanque IRWST.

3.4 Calendario de costo y construcción

El diseño modular de las plantas AP600 y AP1000 ha permitido reducciones importantes en términos de costos y construcción.

Los módulos empleados en la construcción de plantas AP son de tres tipos: estructurales, mecánicos y de tuberías.

El enfoque usado en el diseño es el de aprovechar y maximizar el uso de los módulos. Estos módulos son creados de modo que su transporte y conexión minimice costos y mano de obra.

Una vez establecido el lugar donde se establecerá la planta, los módulos son montados sobre módulos de mayor superficie. Las plantas AP600 y AP1000 utilizan más de 270 módulos.

Westinghouse ha desarrollado un detallado modelo informático⁶³ basado en una planta AP600 que ha servido como base para el control, monitoreo del núcleo, medición, seguimiento y análisis de datos, de una planta AP1000.

⁶³ BEACON Core Monitoring Software

Westinghouse también dirigió el esfuerzo de Morrison-Knudsen⁶⁴ (antes de ser incorporado a Grupo Washington) para desarrollar un calendario de construcción utilizando Primavera⁶⁵ para una planta del AP600.

MK desarrolló un cronograma detallado para la construcción de toda la planta. Se basa en una semana de 50 horas, 5 días, y en una duración de 36 meses desde el vaciado del concreto en los cimientos hasta el inicio de la carga del combustible.

El modelo de la planta en 3D, una vez vinculado a un calendario de construcción, se puede trabajar como una función del tiempo en 4D⁶⁶

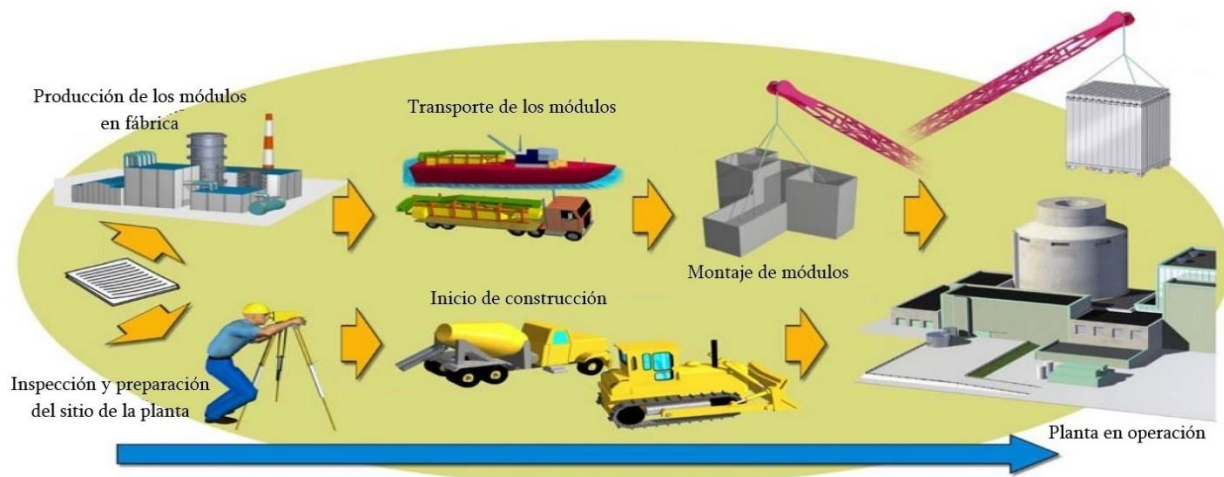


Figura 3.16
Esquema de construcción propuesto por MK [III.15]

Estos ejercicios se han realizado con especialistas en construcción, mejorando las capacidades de visualización de un modelo de planta en 4D, ver Figura 3.17. Una evaluación inicial de la primera parte de la AP600⁶⁷ mostró que el periodo de construcción fue de 36 meses. Simulaciones como ésta sirven a inversionistas potenciales con respecto a la viabilidad y el costo final de la planta.

Las simplificaciones del diseño del AP600 son valoradas entre un 20 y un 30% del costo de capital de los PWR actuales. Se realizó un informe detallado para el AP600 basado en su información de diseño y cotizaciones directas en aproximadamente 1900 categorías y en más de 25.000 artículos específicos, incluyendo componentes, productos a granel y otros materiales, equipo de laboratorio, costos indirectos y de los propietarios etc.⁶⁸.

Los cálculos de costos asumen una disponibilidad de planta del 93%; también se consideraron simplificaciones de diseño, márgenes corregidos y áreas de mejora. Se espera que las plantas AP600 y AP1000 superen esta disponibilidad, ya que las plantas operativas actuales se acercan a

⁶⁴ Compañía estadounidense de construcción especializada en uso de concreto

⁶⁵ Primavera Scheduler

⁶⁶ Winters, J.W., AP1000 Construction Schedule, April 2001

⁶⁷ Winters, J.W. and Corletti, M.M., "AP1000 Construction and Operating Costs", April 2001

⁶⁸ ibídem

este valor. La plantilla de personal se reducirá para una planta del AP1000 debido a las principales simplificaciones incorporadas en su diseño.

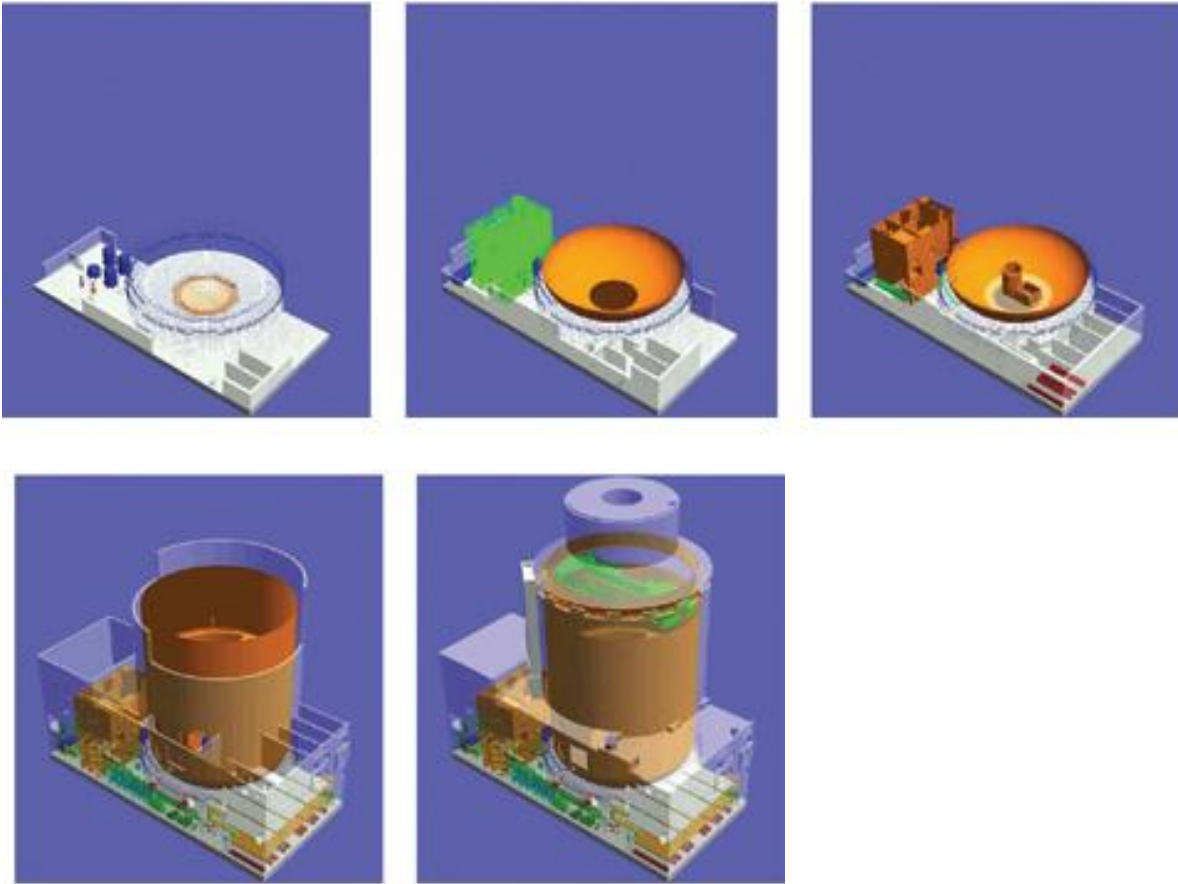


Figura 3.17
Simulación de la construcción modular de una planta AP1000⁶⁹

⁶⁹ <http://www.westinghousenuclear.com/New-Plants/AP1000-PWR/Construction>

Acrónimos instituciones

US NRC - Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos

Acrónimos Operativos

ADS	<i>Automatic Depressurization System</i>	Sistema de despresurización automática
ALWR	<i>Advanced Light Water Reactor (US)</i>	Reactor avanzado de agua ligera
CMF	<i>Core Melt Frequency</i>	Frecuencia de fusión del núcleo
CMT	<i>Core Makeup Tank</i>	Tanque de relleno del núcleo
DNB	<i>Departure From Nucleate Boiling</i>	Salida de la ebullición nucleada
I & C	<i>Instrumentation And Control</i>	Instrumentación y control
IRWST	<i>In-Containment Refuelling Water Storage Tank</i>	Tanque de almacenamiento de agua de reabastecimiento de combustible dentro de la contención
LOCA	<i>Loss Of Coolant Accident</i>	Accidente de pérdida de refrigerante
LRF	<i>Large Activity Release Frequency</i>	Frecuencia de liberación de actividad grande
NSSS	<i>Nuclear Steam Supply System</i>	Sistema nuclear de suministro de vapor
PCS	<i>Passive Containment Cooling System</i>	Sistema pasivo de enfriamiento de la contención
PRA	<i>Probabilistic Risk Assessment</i>	Evaluación probabilística de riesgo
PRHR	<i>Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger</i>	Intercambiador de calor residual con remoción pasiva
PSS	<i>Passive Safety Systems</i>	Sistemas Pasivos de Seguridad
RCS	<i>Reactor Cooling Systems</i>	Sistemas de refrigeración del reactor
SGTR	<i>Steam Generator Tube Rupture Accident</i>	Ruptura de tubos generadores de vapor

Capítulo 4. Método SIMPLEX en escenarios de expansión del sector eléctrico

4.1 Descripción del modelo usado

El modelo usado en este trabajo fue desarrollado en la Universidad Nacional Autónoma de México, por medio de un convenio con SENER, que lleva por nombre SIMISE (Sistema de Modelación Integral del Sector Energético Mexicano).

El objetivo general del módulo de optimización es encontrar, para un escenario determinado, configuraciones y estrategias a largo plazo de costo mínimo de la infraestructura e intercambios energéticos esenciales para satisfacer las necesidades energéticas del país, de forma integral y global, comportamientos económicos, evolución tecnológica, normativas y regulaciones, aspectos ambientales y sociales, entre otros, que definen los escenarios a analizar.

Una vez definido el tipo tecnología a modificar, generación nucleoelectrica para este trabajo, se analizará la adición en capacidad de generación a la planta de Laguna Verde.

4.1.1 Programación Lineal

En términos simples se le denomina programación lineal (*LP, Linear Programming*) al proceso de optimización (mínimo o máximo) de una función lineal sujeta a restricciones lineales de igualdad y/o desigualdad.

Para términos de cómputo de soluciones es posible que cualquier problema se transforme a un modelo LP si se llevan a cabo transformaciones equivalentes apropiadas. Desde el punto de vista práctico, y teórico, es muy importante convertir a la forma más general y crear técnicas algorítmicas que puedan hacer frente al problema, y en algunos casos se puede aprovechar algunas características del problema a tratar.

4.1.1.1 Forma estándar

La problemática principal de un problema LP es encontrar el mínimo (o máximo) de una función lineal de n variables, no negativas, x_1, x_2, \dots, x_n , llamadas variables de decisión, sujetas a m restricciones lineales de igualdad.

Matemáticamente

Para minimizar

$$C_1x_1 + C_2x_2 + \dots + C_nx_n \quad (\text{ecuación 4.1})$$

sujeto a

$$a_1^i x_1 + a_2^i x_2 + \dots + a_n^i x_n = b_i, \quad i = 1, \dots, m \quad (\text{ecuación 4.2})$$

$$x_j \geq 0, \quad j = 1, \dots, n \quad (\text{ecuación 4.3})$$

donde c_j es la constante asociada a una actividad (variable) j , llamada también *coeficiente de costo*, a_1^i es el coeficiente, asociado al tipo de tecnología, de la variable j en la restricción i , y b_i es el coeficiente del lado derecho (*right-hand side, RHS*) de la restricción i .

La ecuación 4.1 se llama función objetivo, la ecuación 4.2 es el conjunto de restricciones conjuntas (cada una involucra varias variables), y la ecuación 4.3 se conoce como restricciones de no-dependencia.

En esta formulación, todas las restricciones son iguales y todas las variables están restringidas a ser positivas.

Usando la notación matricial, el conjunto de ecuaciones se puede escribir como:

Para minimizar

$$C^T x \quad (\text{ecuación 4.4})$$

sujeto a

$$Ax = b \quad (\text{ecuación 4.5})$$

$$x \geq 0 \quad (\text{ecuación 4.6})$$

donde $A \in \mathbb{R}^{m \times n}$, $C, x \in \mathbb{R}^n$ y $b \in \mathbb{R}^m$.

Es común denotar el valor de la función objetivo por z .

$$z = C^T x = C_1 x_1 + C_2 x_2 + \dots + C_n x_n \quad (\text{ecuación 4.7})$$

4.2 Formulación del problema por el método SIMPLEX

Durante la formulación del modelo se pueden encontrar todo tipo de limitaciones y variables, no sólo las que están presentes en la forma estándar. Además, la función objetivo también puede ser diferente ya que puede tener una constante C_0 o *valor inicial*

$$z = C_0 + C_1x_1 + C_2x_2 + \dots + C_nx_n \quad \text{O} \quad z = C_0 + \sum_{j=1}^n C_jx_j \quad (\text{ecuación 4.8})$$

Las restricciones generales que involucran más de una variable pueden tener límites inferior y superior de la siguiente manera:

$$L_i \leq \sum_{j=1}^n a_j^i x_j \leq U_i, \quad i = 1, \dots, m. \quad (\text{ecuación 4.9})$$

Las restricciones individuales en las variables se conocen como *límites* y en la forma general se parecen a las siguientes:

$$l_j \leq x_j \leq u_j \quad j = 1, \dots, n. \quad (\text{ecuación 4.10})$$

Cualquiera de los límites inferiores (L_i o l_j) pueden ser $-\infty$, mientras que los límites superiores (U_i o u_j) pueden ser $+\infty$.

La estructura de estas restricciones y sus límites se pueden comprender si ejemplifican de forma gráfica, como se muestra en la Figura 4.1:

	x_1	...	x_j	...	x_n	
L_1	a_1^1	...	a_j^1	...	a_n^1	U_1
\vdots	\vdots		\vdots		\vdots	\vdots
L_j	a_1^j	...	a_j^j	...	a_n^j	U_j
\vdots	\vdots		\vdots		\vdots	\vdots
L_m	a_1^m	...	a_j^m	...	a_n^m	U_m
l_1	1					u_1
\vdots		\ddots				\vdots
l_j			1			u_j
\vdots				\ddots		\vdots
l_n					1	u_n

Figura 4.1
Estructura de variables y límites inferiores y superiores
Elaboración propia

Hay varios casos especiales de la forma general basados en la tendencia a uno o varios valores (finitud) de uno o ambos límites de una restricción o una variable. Dependiendo de cómo se manejen estos casos, se pueden desarrollar diversas maneras matemáticamente equivalentes a la forma general de (4.8), (4.9) y (4.10). Cada una es adecuada para implementar técnicas algorítmicas y computacionales avanzadas del método SIMPLEX.

4.2.1 Solución a problemas LP por el método SIMPLEX

Un método de solución para el problema de programación lineal ha sido durante mucho tiempo el método SIMPLEX desde que fue introducido por George Dantzig en la década de los cuarentas.

Desde su inicio, el algoritmo ha experimentado una evolución sustancial, pero sus principios básicos han permanecido igual. El método SIMPLEX es un procedimiento que requiere una gran capacidad de cómputo, ya que es un proceso iterativo, no siempre converge a un resultado y en el peor de los casos es exponencial. Esto implica que la cantidad de iteraciones necesarias para resolver un problema está limitada por una función exponencial de m y n .

En la práctica, sin embargo, el método SIMPLEX muestra un rendimiento promedio que es una función lineal de m y n es altamente eficiente para resolver problemas de la vida real.

Recordando

$$z = C^T x \quad (\text{ecuación 4.4})$$

sujeto a

$$Ax = b \quad (\text{ecuación 4.5})$$

$$x \geq 0 \quad (\text{ecuación 4.6})$$

donde $A \in \mathbb{R}^{m \times n}$ y sus vectores son de dimensiones compatibles.

A contiene una matriz de identidad $m \times m$ para las variables lógicas con filas completas donde $m < n$.

Cualquier vector x que satisfaga la ecuación 4.5 se denomina solución, y si satisface las restricciones de no negatividad, ecuación 4.6, se denomina solución factible.

El conjunto de soluciones factibles se denota por

$$\mathcal{X} = \{x: Ax = b, x \geq 0\} \quad (\text{ecuación 4.11})$$

si $\mathcal{X} = \emptyset$ el problema se denomina *no factible*.

En la ecuación 4.5 cada variable x_j tiene asociado un vector de columna a_j .

Se seleccionan m columnas linealmente independientes a_{k_1}, \dots, a_{k_m} de A .

Este conjunto forma la base de \mathbb{R}^m y las variables correspondientes se llaman variables básicas.

El conjunto de índices ordenados de estas variables se denota por

$$\mathcal{B} = \{k_1, \dots, k_m\} \quad (\text{ecuación 4.12})$$

El conjunto de índices de las variables restantes o no básicas se denota por \mathcal{R} .

Si \mathcal{B} es usada como un subíndice para una matriz A como $A_{\mathcal{B}}$, se crea la submatriz de \mathcal{A} que consta de todas las filas de \mathcal{A} y las columnas enumeradas en \mathcal{B} . Los subvectores $c_{\mathcal{B}}$ y $x_{\mathcal{B}}$ se definen de manera similar.

Se puede suponer, que las columnas pertenecientes a B se permutan en las primeras m posiciones de A .

Así que A se puede escribir en una forma particionada como $A = [A_{\mathcal{B}}|A_{\mathcal{R}}]$

La partición similar $c = \begin{bmatrix} c_{\mathcal{B}} \\ c_{\mathcal{R}} \end{bmatrix}$ y $x = \begin{bmatrix} x_{\mathcal{B}} \\ x_{\mathcal{R}} \end{bmatrix}$.

Para fines de simplificación de términos puede definirse

$$A = [B|R] \quad (\text{ecuación 4.13})$$

Dado que el conjunto de índices de todas las variables se denote con $\mathcal{N} = \{1, \dots, n\}$, el número de variables es $|\mathcal{N}| = n$.

Sustituyendo la ecuación 4.11 en la ecuación 4.5

$$Bx_{\mathcal{B}} + Rx_{\mathcal{R}} = b \quad (\text{ecuación 4.14})$$

Si B es una matriz no singular (columnas linealmente independientes), se entiende que B^{-1} existe.

Despejando $x_{\mathcal{B}}$

$$x_{\mathcal{B}} = B^{-1}(b - Rx_{\mathcal{R}}) \quad (\text{ecuación 4.15})$$

La ecuación (m) muestra que las variables no básicas determinan de manera única los valores de las variables básicas. Por lo tanto, se puede entender a las variables básicas como dependientes y las variables no básicas como independientes.

Si todas las variables no básicas son cero, $Rx_{\mathcal{R}} = 0$, la ecuación 4.15 se convierte en

$$x_{\mathcal{B}} = B^{-1}b \quad (\text{ecuación 4.16})$$

A la solución con $x_{\mathcal{R}} = 0$ se le denomina solución básica.

Si esta a su vez satisface la restricción de no negatividad, se le denomina solución básica factible (*basic factible solution, BFS*).

Con un B definido, un BFS se caracteriza porque $x_{\mathcal{B}} \geq 0$ y que $x_{\mathcal{R}} = 0$. En caso de que estas condiciones se cumplen se dice que el BFS correspondiente es factible.

Si $x_{\mathcal{B}} > 0$ se denomina BFS no degenerado, de lo contrario, cuando al menos un componente de $x_{\mathcal{B}}$ es cero, es un BFS degenerado. También decimos que la base correspondiente B es no degenerada o degenerada, respectivamente.

El grado de degeneración es la cantidad de componentes en $x_{\mathcal{B}}$ en el nivel cero.

El siguiente teorema es fundamental en la programación lineal.

Teorema 1

Si el sistema de restricciones (e) - (f) tiene una solución factible, es decir, $\mathcal{X} = \{x: Ax = b, x \geq 0\}$, entonces también tiene una solución básica factible.

4.2.2 La geometría de las restricciones

El conjunto de viabilidad $\mathcal{X} = \{x: Ax = b, x \geq 0\}$ es un conjunto poliédrico convexo acotado o no.

En \mathbb{R}^2 tales conjuntos se parecen al área encerrada por los puntos o vértices A, B, C, D y E.

En general, \mathcal{X} está acotado si existe un número $M > 0$ tal que $\|x\|_2 = \sqrt{x^T x}$ (la norma euclidiana de x).

Geoméricamente, las soluciones factibles básicas corresponden a los vértices de \mathcal{X} (A, B, C, D y E en la Figura 4.2).

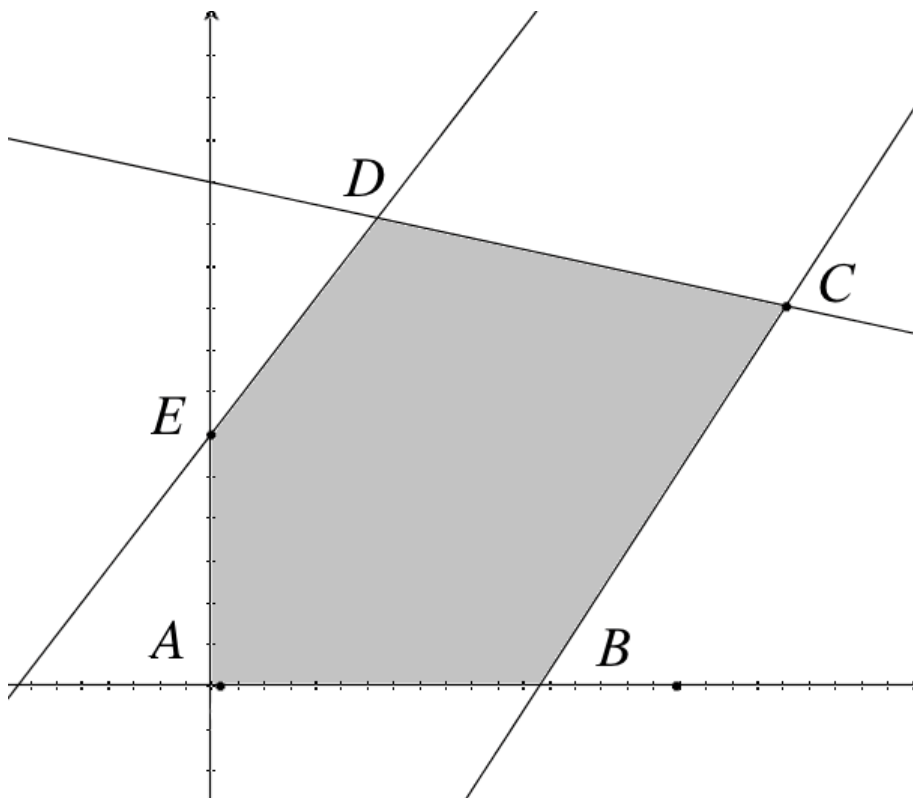


Figura 4.2

Un poliedro convexo bidimensional con cinco puntos extremos (vértices).

Elaboración propia

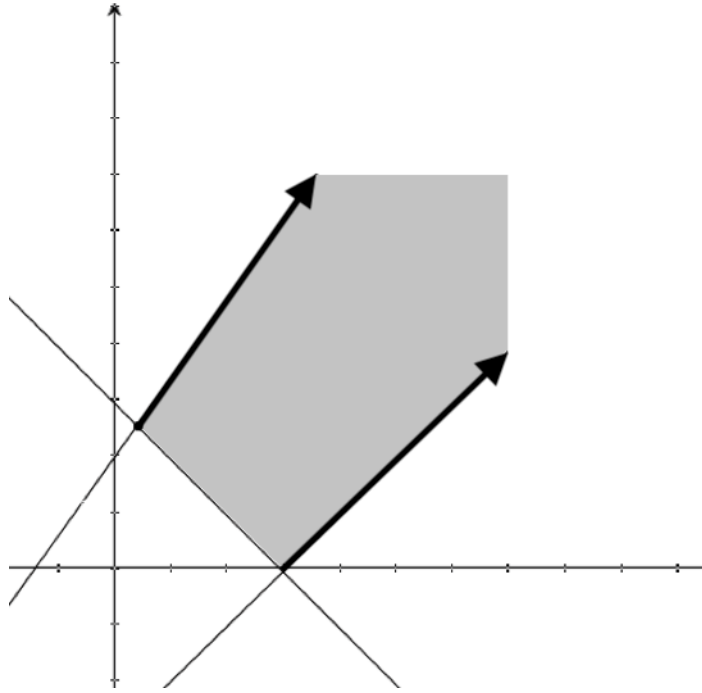


Figura 4.3

Un poliedro convexo bidimensional sin límites con dos puntos extremos (vértices) y dos direcciones extremas (flechas).

Elaboración propia

Los vértices son los puntos extremos de \mathcal{X} , ya que no pueden escribirse como una combinación lineal no trivial de los puntos en \mathcal{X} . Estos se encuentran en la intersección de n hiperplanos⁷⁰ que definen \mathcal{X} .

Las restricciones de no negatividad también definen *hiperplanos*, por lo que en la ecuación (k) tenemos $m + n$ de ellos.

⁷⁰ En un espacio unidimensional como una recta, un hiperplano es un punto que divide una línea en dos. En un espacio bidimensional, el hiperplano se interpreta como una recta que divide el plano en dos mitades. En un espacio tridimensional, un hiperplano es un plano que divide el espacio en dos mitades

En \mathbb{R}^n , el hiperplano que pasa por el punto P y que es normal al vector $n \neq 0$, se define como el conjunto de puntos

$$\mathcal{H} = \{X \in \mathbb{R}^n: (\overrightarrow{OX} - \overrightarrow{OP}) \cdot n = cte\},$$

donde " \cdot " es el producto interno usual en \mathbb{R}^n

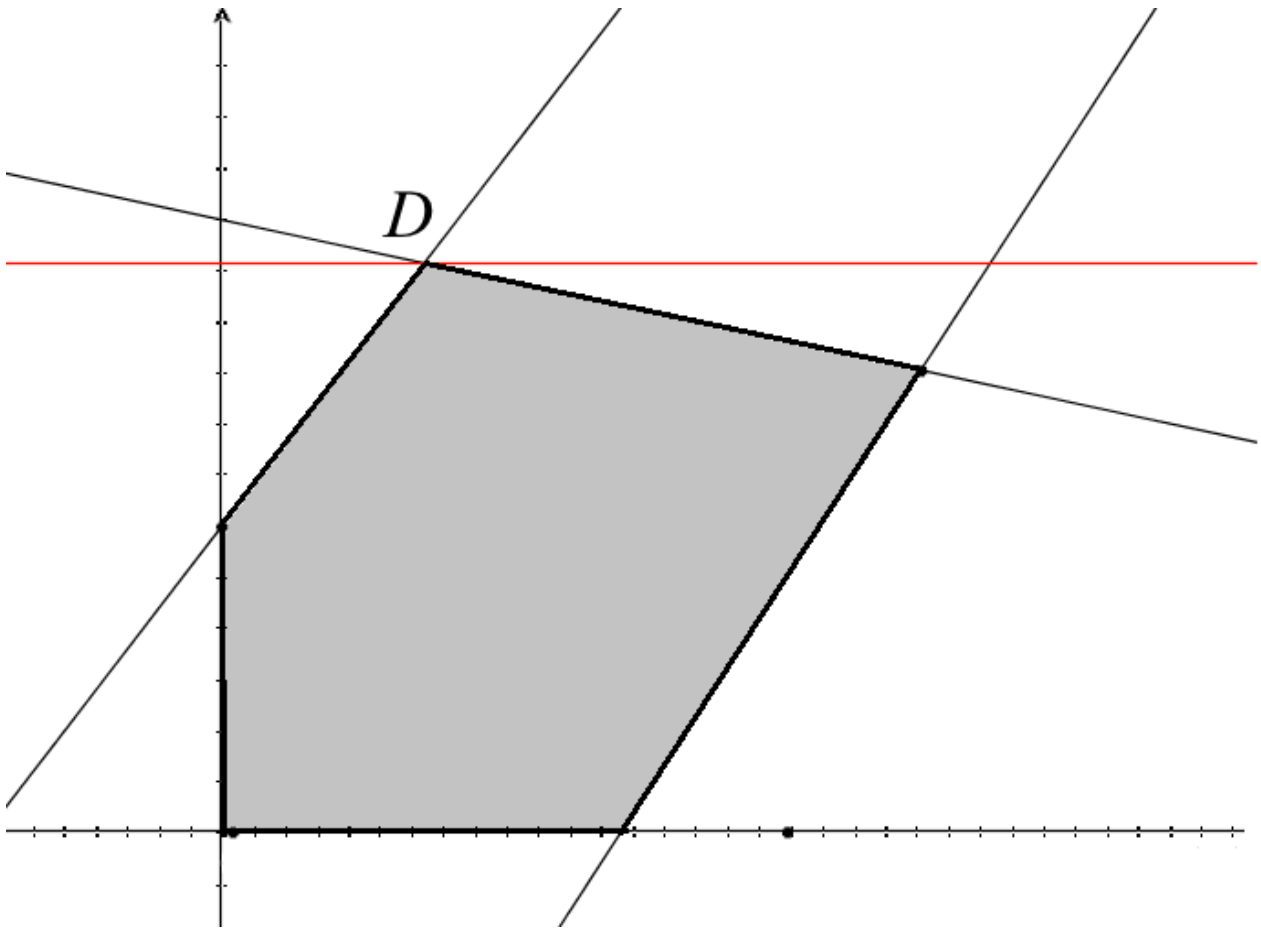


Figura 4.4
 Un poliedro convexo bidimensional con degeneración en el vértice D.
 Elaboración propia

Se dice que un vértice está degenerado si más de n hiperplanos se intersectan en él.

En caso de que \mathcal{X} no tenga límites, entonces, además de los puntos extremos, tenemos direcciones extremas (Figura 4.3).

El siguiente teorema enuncia la importancia de los puntos extremos y las direcciones.

Teorema 2 (Teorema de la representación)

Si \mathcal{X} es un conjunto no vacío, entonces el conjunto de vértices es finito, (x_1, \dots, x_k) y el conjunto de direcciones extremas también es finito, (y_1, \dots, y_q) . Se dice que cualquier punto $x \in \mathcal{X}$ puede representar como

$$x = \sum_{i=1}^k \lambda_i x_i + \sum_{j=1}^q \mu_j y_j, \quad \sum_{i=1}^k \lambda_i = 1, \lambda_i \geq 0, \forall i \text{ y } \mu_j \geq 0, \forall j$$

El número de bases teóricamente posibles es $\binom{n}{m}$ que es el número de veces que se pueden sacar m columnas diferentes de n .

Incluso para valores moderados de m y n , esta expresión puede ser muy grande, el método SIMPLEX reduce la investigación del número de vértices haciendo una búsqueda inteligente de todas las bases.

4.3 El método SIMPLEX simple

Si un problema tiene una solución óptima, entonces hay una solución básica que también es óptima, y esta debe ser suficiente para tratar con soluciones básicas.

El método SIMPLEX comienza con una *solución básica factible*. Si no es óptimo, se determina una secuencia de bases factibles vecinas con un valor objetivo, regular y constante, mejorado hasta que se alcanza una solución óptima o se detecta la falta de límites de la solución.

El método SIMPLEX simple se basa principalmente en el trabajo de George Dantzig. Actualmente se presenta en una forma más compacta y funcional para la programación lineal:

$$\{c^T x: Ax = b, x \geq 0\}$$

«Comencé observando que la región factible es un cuerpo convexo, es decir, un conjunto poliédrico. Por tanto, el proceso se podría mejorar si se hacían movimientos a lo largo de los bordes desde un vértice al siguiente. Sin embargo, este procedimiento parecía ser demasiado ineficiente. En tres dimensiones, la región se podía visualizar como un diamante con caras, aristas y vértices. En los casos de muchos bordes, el proceso llevaría a todo un recorrido a lo largo de ellos antes de que se pudiese alcanzar el vértice óptimo del diamante»

George Dantzig

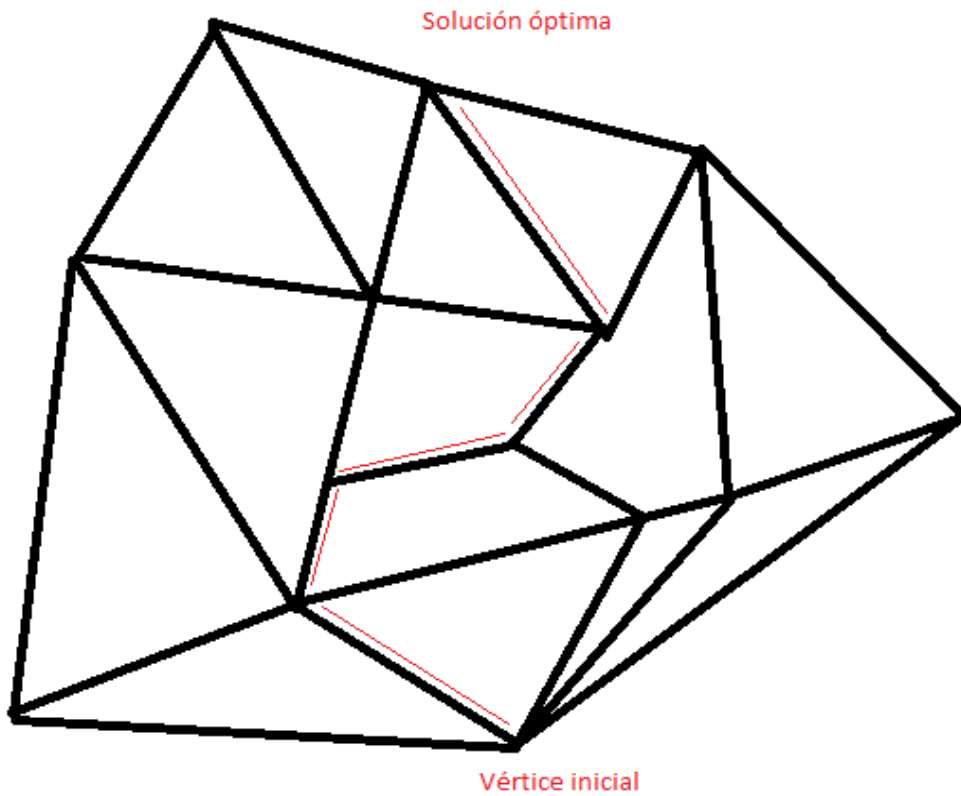


Figura 4.5
Representación gráfica del método SIMPLEX
Elaboración propia

4.4 Planteamiento de escenarios

La optimización se hace por periodos de tiempo definidos (anuales) calculando la diferencia en la demanda del año en evaluación con respecto al año anterior.

La adición de capacidad se hace de forma continua, es decir, se buscan las cantidades de energía producidas necesarias de cada una de las tecnologías candidatas para satisfacer la demanda.

La búsqueda de soluciones hace uso de delimitantes a las posibles adiciones de capacidad de una tecnología dada, en donde se indica una capacidad mínima o máxima (o ambas) de adición y se le denomina como **túneles de adición de capacidad**.

En esta versión, la optimización se hace de una forma uninodal, es decir no se consideran aspectos regionales; oferta y demanda se evalúan en un solo punto.

La metodología general para el cálculo de los posibles escenarios se muestra en la Figura 4.6.



Figura 4.6
Metodología de la planeación con el modelo usado
Elaboración propia

En la fase preparativa se crea una base de datos lo más sólida posible, tomando en cuenta rubros que marcarán los lineamientos que fungirán como límites. En esta fase es muy importante cuantificar y caracterizar de manera adecuada toda la información que se obtiene de manera externa de aspectos técnicos, económicos, sociales y políticos, ya que a partir de estos supuestos se tomarán decisiones implicadas en la planeación.

La siguiente fase del programa hace uso de la herramienta de análisis *Solver*, la cual permite calcular el valor mínimo o máximo de una celda cambiando a otras celdas.

Dentro de una hoja de cálculo, *Solver* trabaja con un grupo de celdas llamadas variables de decisión que se usan para calcular fórmulas en las celdas objetivo y de restricción. *Solver* ajusta los valores de las celdas de variables de decisión para que cumplan con los límites de las celdas de restricción y den el resultado deseado en la celda objetivo.

4.4.1 Función objetivo

Como se mencionó anteriormente, el SIMISE hace una optimización por costo mínimo, para lo cual se establece una función objetivo para el costo total del sistema. Este sistema evalúa cadenas de tecnologías, divididas en cuatro niveles.

- Nivel 1: Dedicado a las tecnologías de extracción o entrada de un recurso al sistema.
- Nivel 2: Donde se encuentran todas las tecnologías asociadas al transporte de energéticos del nivel 1 al nivel 3.
- Nivel 3: Se considera todas las tecnologías de transformación de energía.
- Nivel 4: Considera todas las tecnologías de transporte de la energía transformada en el nivel 3 hasta el punto de demanda de uso final.

Para definir la función objetivo para cada año de evaluación del sistema tenemos:

Tabla 4.1⁷¹
Variables la función objetivo

Nombre	Representa	Tipo de dato	Tamaño
T	Número de tecnologías	Entero	Escalar
L	Número de niveles	Entero	Escalar
z	Función de costo (total)	Real	Escalar
z_{CV}	Función de costos variables	Real	Escalar
z_{CI}	Función de costos de infraestructura (fijos)	Real	Escalar
z_{CR}	Función de costos de retiro de plantas	Real	Escalar
E	Energía (por tecnología, por nivel)	Real	Matriz $T \times L$
Y	Capacidad (por tecnología, por nivel)	Real	Matriz $T \times L$
CV	Costos variables (por tecnología, por nivel)	Real	Matriz $T \times L$
CI	Costos fijos unitarios de infraestructura (por tecnología, por nivel)	Real	Matriz $T \times L$
CR	Costos de retiro de planta (por tecnología)	Real	Arreglo T
d	Tasa de descuento	Real	Escalar
t_0	Año de inicio de operaciones (por tecnología)	Entero	Arreglo T
BY	Año de inicio de la simulación	Entero	Escalar
$teCL$	Vida útil de la tecnología (por tecnología)	Entero	Arreglo T

⁷¹ C. Martín del Campo *et al.* Informe Técnico del Proyecto SIMISE: Reporte de modelaje integrado a nivel regional (Sexto Entregable, abril 2016).

La función objetivo se forma a partir de las siguientes ecuaciones:

La componente i, j de CV y CI se calculan de la siguiente manera

$$CV(i, j) = \text{prod}C(i, j) + \text{imp}C(i, j) + \text{trans}C(i, j) + \text{fuel}C(i, j) + \text{omVar}(i, j) + \text{taxOp}(i, j) - \text{subOp}(i, j) - \text{exp}C(i, j) \quad (\text{ecuación 4.17}).$$

$$CI(i, j) = \text{inv}C(i, j) + \text{omFix}(i, j) + \text{taxInv}(i, j) - \text{subInv}(i, j) \quad (\text{ecuación 4.18}).$$

Todos los **costos variables**, ecuación 4.17, tienen unidades de Dólares por Mega Watt Año, (USD/MWY), mientras que todos los costos fijos relativos a la **capacidad de infraestructura** (de tecnología), ecuación 4.18, están en unidades de Dólares por cada Mega Watt instalado, (USD/MW).

Donde:

$CV(i, j)$ = Costos variables unitarios totales de la tecnología/energético i en el nivel j .
 $\text{prod}C(i, j)$ = Costo unitario de producción del energético por la tecnología i en el nivel j .
 $\text{imp}C(i, j)$ = Costo unitario de importaciones del energético i en el nivel j .
 $\text{trans}C(i, j)$ = Costo unitario de transporte del energético i en el nivel j .
 $\text{fuel}C(i, j)$ = Costo unitario de combustible del energético i en el nivel j .
 $\text{omVar}(i, j)$ = Costo unitario de operación y mantenimiento de la tecnología i en el nivel j .
 $\text{taxOp}(i, j)$ = Costo unitario de impuestos por la operación de la tecnología i en el nivel j .
 $\text{subOp}(i, j)$ = Costo unitario de subsidios por la operación de la tecnología i en el nivel j .
 $\text{exp}C(i, j)$ = Costos unitario de exportación variables debidos al energético i en el nivel j .

$CI(i, j)$ = Costos fijos unitarios totales o relativos a la infraestructura de la tecnología/energético i en el nivel j .
 $\text{inv}C(i, j)$ = Costo unitario de Inversión anualizado de la tecnología/energético i en el nivel j .
 $\text{omFix}(i, j)$ = Costo unitario de operación y mantenimiento fijo de la capacidad de la tecnología i en el nivel j .
 $\text{taxInv}(i, j)$ = Costo unitario del impuesto relativo a la inversión en capacidad de una tecnología i en el nivel j .
 $\text{subInv}(i, j)$ = Costo unitario del subsidio relativo a la inversión en capacidad de una tecnología i en el nivel j .

Para cada año t del intervalo de tiempo a considerar tenemos las siguientes funciones de costos:

Costos variables

$$z_{CV}(t) = \sum_{i=1}^T \sum_{j=1}^L CV(i,j) * eff(i,j) * E(i,j) * (1 + d)^{BY-(t_0(j)+t)} \quad (\text{ecuación 4.19}).$$

Donde:

$E(i,j)$ = Energía producida por la tecnología i en el nivel j .

Costos de infraestructura

$$z_{CI}(t) = \sum_{i=1}^T \sum_{j=1}^L CI(i,j) * Y(i,j) * (1 + d)^{BY-(t_0(j)+t)} \quad (\text{ecuación 4.20}).$$

Donde:

$Y(i,j)$ = Capacidad a instalar de la tecnología i en el nivel j .

También se consideran los costos de retiro de las tecnologías, ya sea por salidas programadas o por término de la vida útil de la tecnología.

Costo de retiro de una planta que se deja de utilizar en el año t_R :

$$z_R(t) = \begin{cases} \sum_{i=1}^T (des(i,j) - SV(i,j)) * Y(i,j) * (1 + d)^{BY-tecl(i)}, & t = t_R \\ 0, & t \neq t_R \end{cases} \quad (\text{ecuación 4.21}).$$

Donde:

$des(i)$ = Costo de desmantelamiento de la tecnología i en el nivel j .

$SV(i,j)$ = Valor de salvamento de la tecnología i en el nivel j .

De esta manera, la función de costo o función objetivo a minimizar sería la siguiente:

$$z(t) = z_{CV}(t) + z_{CI}(t) + z_{CR}(t) \quad (\text{ecuación 4.22}).$$

Capítulo 5. Aplicación al análisis de escenarios

5.1 Descripción de la plantilla general (escenario base)

La base de datos usada en la hoja de cálculo contiene información dividida en los siguientes rubros:

- Adiciones y retiros fijos en capacidad
- Túneles de adición de capacidad
- Picos máximos de demanda
- Datos de entrada constantes por período
- Topes de adición de energía
- Factor de planta por tecnología
- Adiciones variables
- Cálculo de emisiones (CO₂, SO₂, NO_x y partículas)

A partir de estos datos generales se construyen los seis escenarios propuestos. Estos son adición de uno (escenarios 1, 2 y 3) y dos reactores (escenarios 4, 5 y 6) AP1000 en CNLV, en los años 2020, 2030 y 2040.

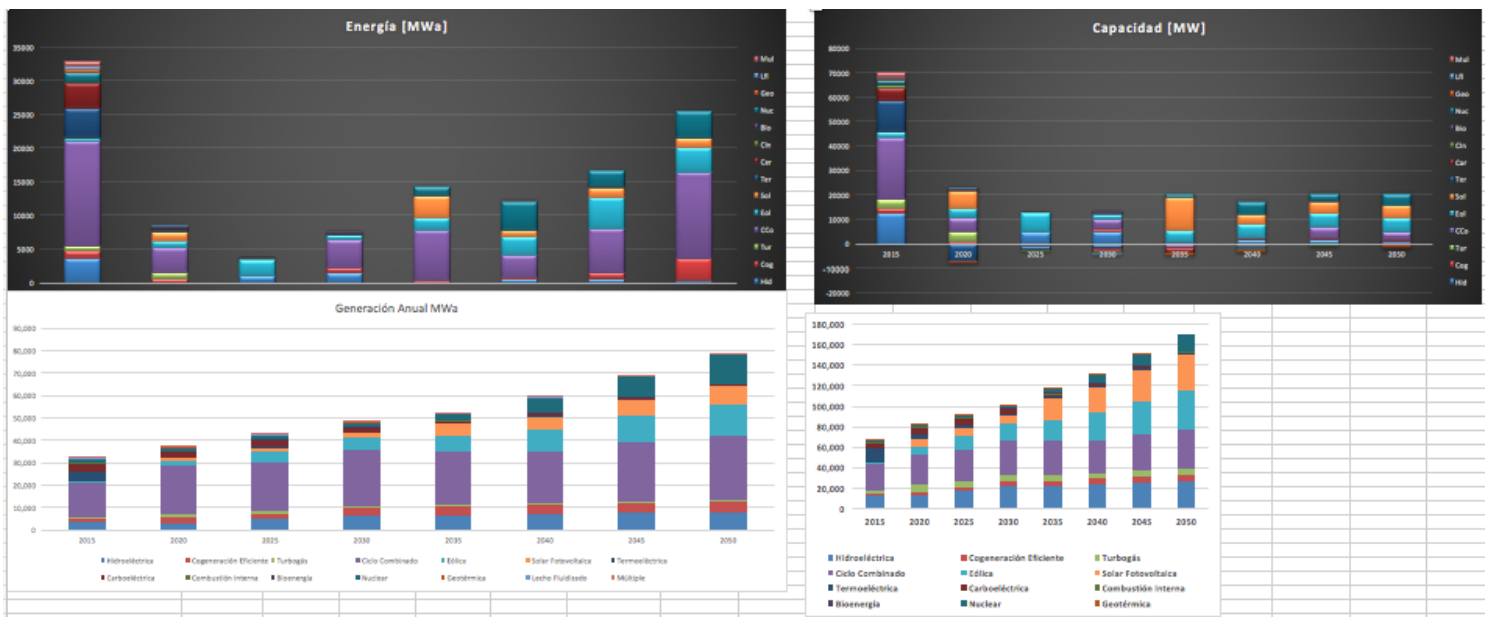


Figura 5.1
Hoja de cálculo SIMISE Simplex.
Fuente: SIMISE Simplex

En la Figura 5.1 se muestra la hoja que recopila los resultados de la corrida en turno. Uno de los objetivos de agrupar resultados, por medio de gráficos, es el de conocer el comportamiento de las variables y observar si el planteamiento propuesto converge a resultados deseados. De esta manera se puede localizar puntos sensibles para el estudio en cuestión.

5.1.1 Adiciones y retiros fijos en capacidad

Cada escenario, o corrida, parte de una plantilla base, en el cual se realizan modificaciones de adición en generación nucleoelectrica. Este escenario base se basa en datos indicados por SENER a través de los documentos PIIRCE y PRODESEN. Cabe señalar que para esta tecnología, nuclear, no se consideraron retiros.

Tabla 5.1⁷²
Adiciones fijas en capacidad (MWe)

Tecnología	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050
Hidroeléctrica	0	0	0	0	0	0	0	0
Cogeneración	807	677	0	0	0	0	0	0
Turbogás	50	4466	0	0	0	0	0	0
Ciclo Combinado	2079	169	0	0	0	0	0	0
Eólica	293	4000	0	0	0	0	0	0
Solar	132.3	7299.45	0	0	0	0	0	0
Térmica	0	1209	0	0	0	0	0	0
Carboeléctrica	0	330	0	0	0	0	0	0
Combustión Interna	0	120	0	0	0	0	0	0
Bioenergía	0	124	0	0	0	0	0	0
Nucleoelectrica	220	1100/ 2200	0	1100/ 2200	0	1100/ 2200	0	0
Geotérmica	53	0	0	0	0	0	0	0
Lecho fluidizado	0	140	0	0	0	0	0	0
Múltiple	0	0	0	0	0	0	0	0

Tabla 5.2⁷³
Retiros fijos en capacidad (MWe)

Tecnología	2015	2020	2025	2030	2035	2040	2045	2050
Hidroeléctrica	0	0	0	0	0	0	0	0
Cogeneración	0	0	0	0	0	0	755.9	4166.32
Turbogás	241	608.23	521.78	355.72	64.55	763.57	268.47	169.3
Ciclo Combinado	226	692	462.51	1612.75	11677.14	5088.74	4600.51	14681.9
Eólica	0	0	0	0	434.55	1827.7	7298.8	4157.8
Solar	0	0	0	0	0	168.9	1208.51	451.58
Térmica	112.5	8753.2	1560.5	1905.17	39.88	886.79	54	330
Carboeléctrica	0	0	0	1400	2378.36	0	0	700
Combustión Interna	0	8.18	63.5	297.02	341.975	319.92	124	0
Bioenergía	0	0	0	0	16.96	4.8	76.22	77.6
Nucleoelectrica	0	0	0	0	0	0	0	0
Geotérmica	20	60	0	0	523.4	210	0	53
Lecho fluidizado	0	0	0	580	0	0	0	0
Múltiple	0	0	0	0	0	0	0	0

⁷² SIMISE Simplex, con datos de PRODESEN 2016 y 2017

⁷³ *Ibidem*

Como se mencionó anteriormente, esta base de datos debe de ser lo suficientemente sólida para permitir retratar el SEN de la forma más real posible, considerando aspectos técnicos y también económicos.

Los datos que conforman la base son cantidades de capacidad de las centrales por regiones agrupadas por tipo de tecnología, que reunidas se toman como oferta uninodal.

5.1.2 Metas de energía limpia

Acatando lo pactado en la ratificación del *Protocolo de Kioto*⁷⁴ y más recientemente en *El Acuerdo de París*⁷⁵, México establece en la Ley de la Transición Energética *LTE*⁷⁶ regular el aprovechamiento sustentable de la energía en materia de Energías Limpias y de reducción de emisiones contaminantes de la Industria Eléctrica⁷⁷.

México fue el segundo país del mundo en aprobar una Ley de Cambio Climático⁷⁸, este documento estipula que el país debería reducir las emisiones de gases de efecto invernadero⁷⁹ en un 30% para 2020, llegando al 50% en 2050⁸⁰, delimitando la tendencia de participación de los métodos de generación.

En esta ley LGCC, se propone una estrategia⁸¹ para establecer metas con el fin de que el consumo de energía eléctrica se satisfaga mediante un portafolio de alternativas que incluyan eficiencia energética y una proporción creciente de generación con Energías Limpias. En este documento se define como metas a las acciones, en términos numéricos o porcentuales, llevadas a cabo con el fin de llegar, en un período de tiempo específico, a generar y/o consumir energía eléctrica mediante energías limpias o de eficiencia energética⁸²

Conforme a la información concentrada por SENER respecto al potencial de energías limpias, la Secretaría propone la trayectoria mostrada en la Figura 5.2.

⁷⁴ Ratificado el 7 de septiembre del 2000.

⁷⁵ Celebrado el 12 de diciembre de 2015 en París Francia.

⁷⁶ Promulgada el 24 de diciembre de 2015.

⁷⁷ *LTE, artículo 1.*

⁷⁸ *Ley General de Cambio Climático LGCC*, promulgada el 6 de junio de 2012.

⁷⁹ *LGCC*, Título sexto, Capítulo único, Artículo 102, fracción II.

⁸⁰ *LGCC*, Artículos Transitorios, Artículo Segundo

⁸¹ Estrategia de Transición para Promover el Uso de Tecnologías y Combustibles más Limpios.

⁸² *LTE, artículo 3, fracción XXIX.*

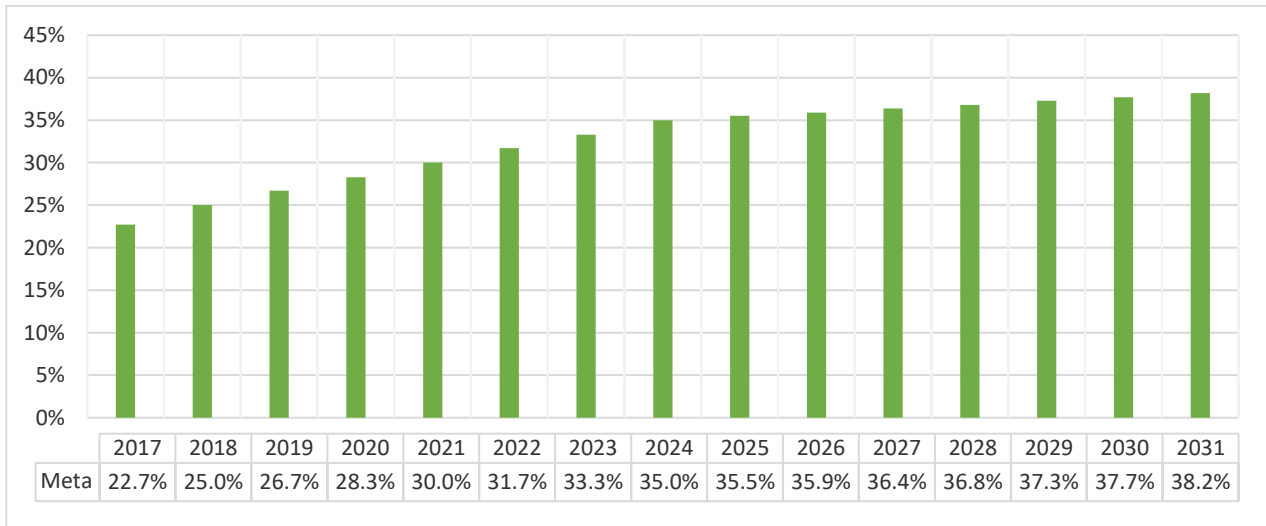


Figura 5.2
Metas de energía limpia 2017-2031⁸³
Fuente: SIMISE Simplex. Elaboración propia

En la Figura 5.3 se muestra la tendencia que el sistema de generación podría seguir para superar el 50% de participación en las próximas décadas

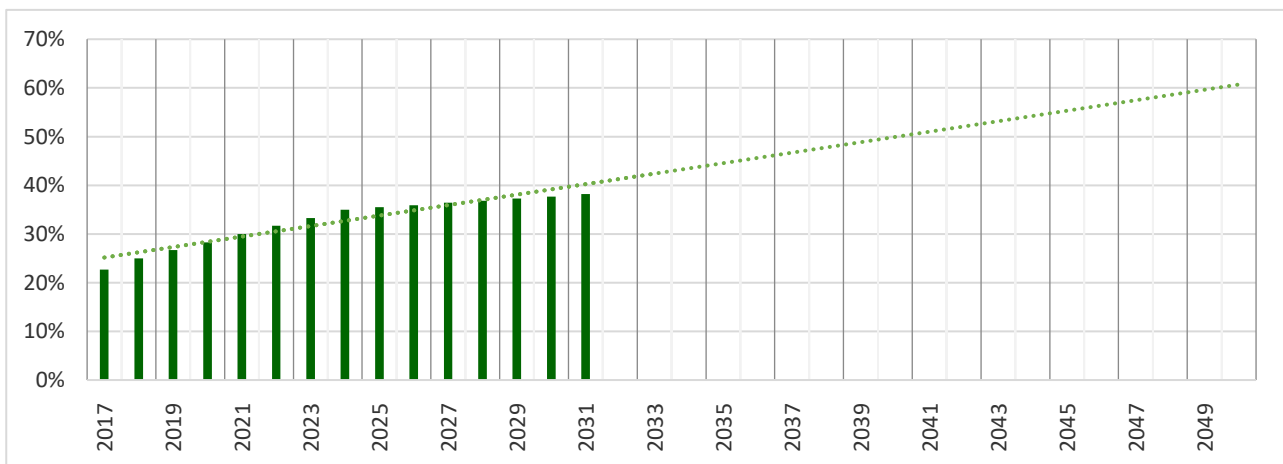


Figura 5.3
Tendencia de las metas de energía limpia 2017-2031
Fuente: SIMISE Simplex. Elaboración propia

5.1.3 Combustibles

Atendiendo la normativa vigente, leyes y estrategias, se espera que en los próximos años el uso de combustibles fósiles tienda a la baja, y que, al aumentar la participación de las energías limpias, el uso de su respectivo combustible, si lo hay, aumente.

⁸³ Gráfico 4.2.4 Trayectoria de las metas de energías limpias 2017-2031, PRODESEN 2017, pág. 234

En la Figura 5.4 se observa que combustibles como el combustóleo y el diésel disminuirán su utilización. Por el contrario, energéticos como el uranio y algunos biocombustibles aumentarán su participación, a medida que el número de plantas se incremente.

TERAJOULES

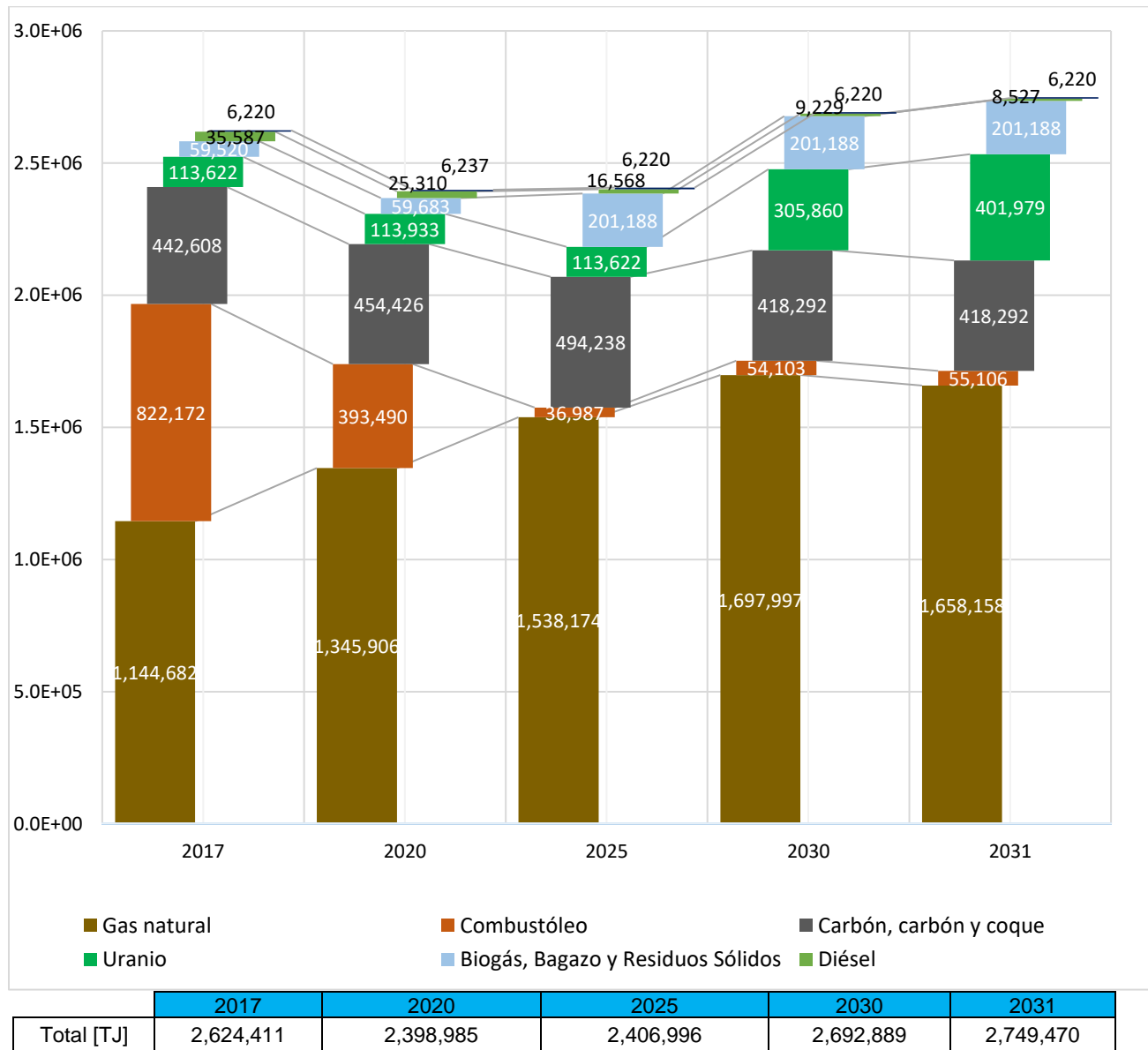


Figura 5.4
Consumo de combustible⁸⁴

⁸⁴ Tabla 4.6.1. Consumo de combustible, PRODESEN 2017-2031, pág. 287

Tomando en cuenta que uno de los objetivos del módulo de optimización es la de obtener el costo mínimo del sistema, el precio de los combustibles es un punto sensible para la elección del porcentaje de participación dentro del sistema. Si el combustible tiene un precio muy alto, el *Solver* optará por manejar una participación menor que el de un combustible con un precio menor. Los datos mostrados en la siguiente tabla se usaron en este trabajo.

Tabla 5.3⁸⁵
 Datos de combustible por tipo de tecnología

Tecnología	Combustible	Eficiencia	Poder Calorífico [MJ/Unidad]	Unidades
Hidroeléctrica	Agua	1	-----	-----
Cogeneración	Gas Natural	0.5137	1.08	ft ³
Turbogás	Gas Natural	0.345	1.08	ft ³
Ciclo Combinado	Gas Natural	0.5137	1.08	ft ³
Eólica	Viento	1	-----	-----
Solar	Energía solar	1	-----	-----
Térmica	Combustóleo	0.3738	6628.57	barril
Carboeléctrica	Carbón	0.4061	26282.41	Ton. Métrica
Combustión Interna	Diésel	0.35	6151.71	barril
Bioenergía	Biocombustible	0.5137	-----	-----
Nucleoeléctrica	Uranio	0.35	4018.5	g
Geotérmica	Vapor Geotérmico	0.183	2780.1	Ton.
Lecho fluidizado	Carbón	0.4061	26282.41	Ton. Métrica
Múltiple	Gas Natural	0.5137	1.08	ft ³

⁸⁵ Fuente SIMISE Simplex

5.1.3.1 Uranio

Dentro de la CNLV, el combustible gastado se aísla dentro de las instalaciones de la planta, diseñadas para este fin. Por lo que puede enunciarse que éste es el único tipo de generación de energía que confina todos sus productos y que se tiene certeza de su localización.

Del total de combustible usado todavía contiene aproximadamente el 96% de su uranio original. Del combustible que fue gastado, 3% comprende productos de desecho y el 1% restante es plutonio, Pu_{239} , producido por reacciones nucleares en el reactor.

El plutonio puede convertirse directamente en óxido de plutonio y posteriormente mezclarse con óxido de uranio para formar un combustible mixto de óxidos, MO_x . En reactores que usan combustible MO_x el plutonio sustituye al U_{235} .

Para el uranio, SENER prevé que el precio se mantenga constante o sufra poca variación en las próximas décadas. La Figura 5.5 muestra los precios pronosticados para el uranio hasta 2031.

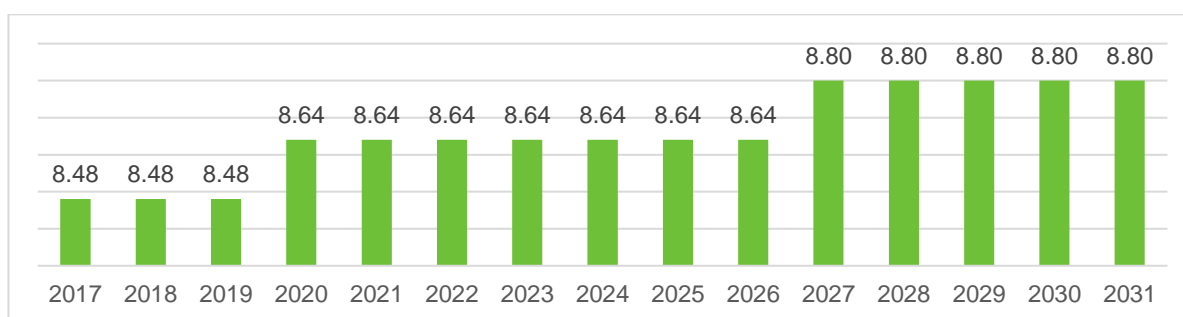


Figura 5.5

Precio del uranio 2017-2031⁸⁶ $\frac{USD^{87}}{MMBtu^{88}}$

La Figura 5.6 muestra el histórico del uranio en este siglo, mientras que la Figura 5.7 retrata el precio del uranio desde junio de 2016 hasta julio de 2017.

⁸⁶ Elaboración propia con datos de SENER

⁸⁷ Con un valor de cambio de 1 USD= \$16

⁸⁸ *British Thermal Unit* (BTU) es la unidad de medida estándar utilizada para indicar la cantidad de energía térmica en los combustibles para producir energía. Se refiere a la cantidad de calor requerida para aumentar la temperatura de una pinta de agua (16 onzas) en un grado Fahrenheit.

Los BTU indican un potencial de energía, se pueden convertir directamente a kilowatt-hora, $3412 [BTU] = 1 [kW/h]$, o Joules, $1 [BTU] = 1055.06 [J]$. MBTU representa un millón de BTU. MMBTU representa mil millones BTU.

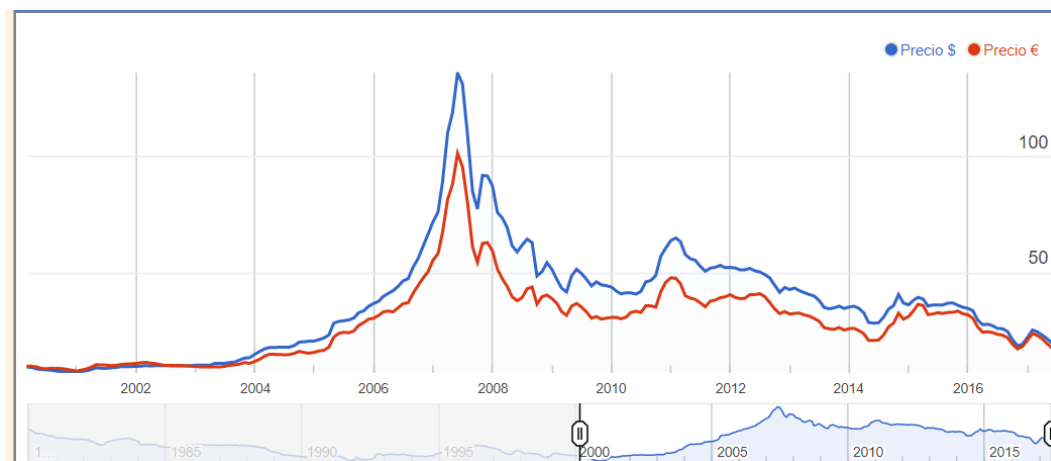


Figura 5.6
 Precio del uranio 2000-2017⁸⁹
 (tonelada métrica= 1000 kg)

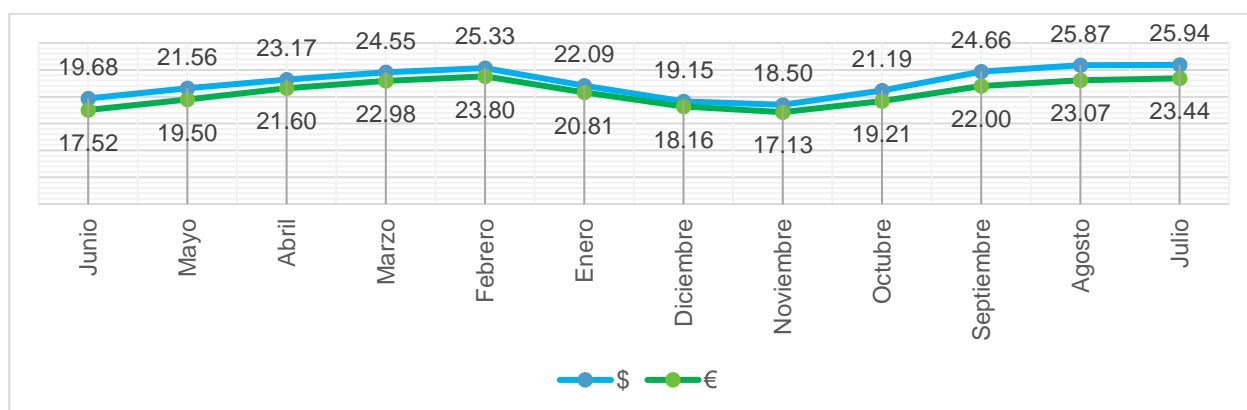


Figura 5.7
 Precio del uranio⁹⁰ 2016-2017
 (tonelada métrica). Elaboración propia

Por otro lado, de acuerdo con información publicada por IAEA los precios variaron entre $96-120 \frac{USD}{Kg}$ ($37-46 \frac{USD}{lb}$) a finales de 2015⁹¹.

⁸⁹ <https://www.datosmacro.com/materias-primas/uranio>

⁹⁰ *Ibidem*

⁹¹ *Uranium 2016: Resources, Production and Demand*, NEA, IAEA, pág. 115.

Para este trabajo se manejaron los precios graficados en la Figura 5.8.

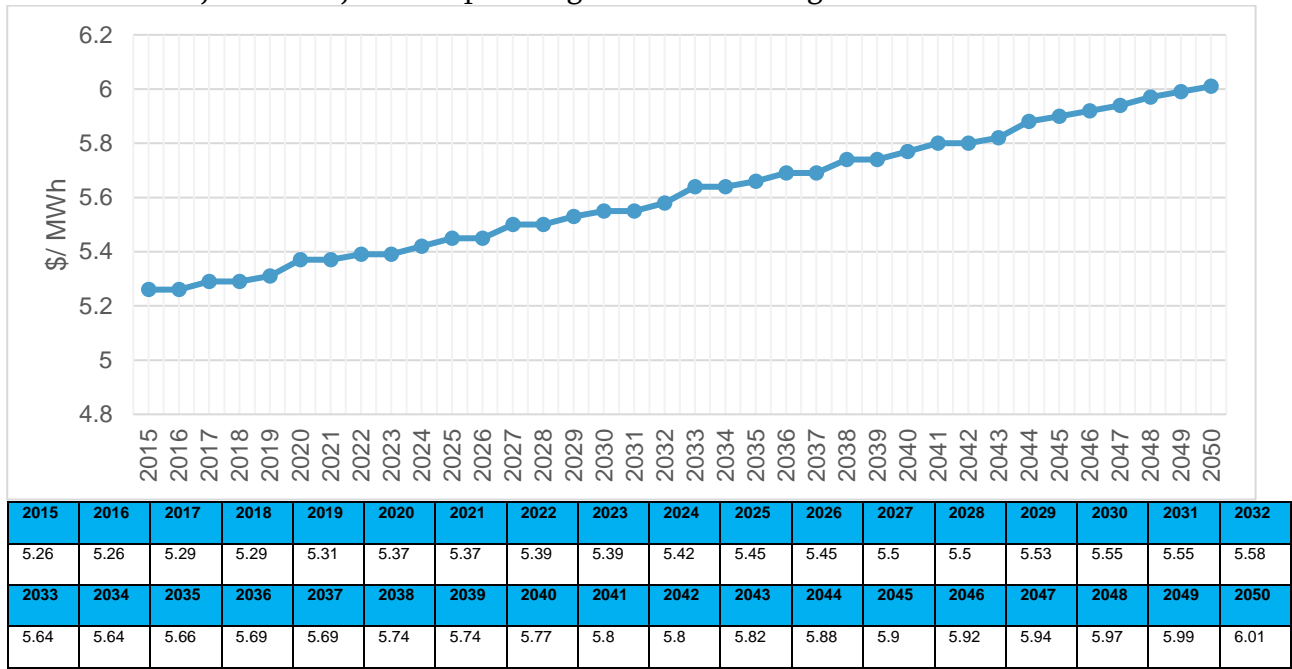


Figura 5.8
Precios del uranio usados en SIMISE Simplex. Elaboración propia.

5.1.4 Demanda

Los datos usados en el escenario base fue extraída del PRODESEN 2016 y 2017.

Esta información se concentra en tablas dinámicas agrupadas por tecnología que indican retiros y adiciones de energía en periodos de tiempo establecido. La demanda que debe cubrirse se muestra en la Figura 5.9

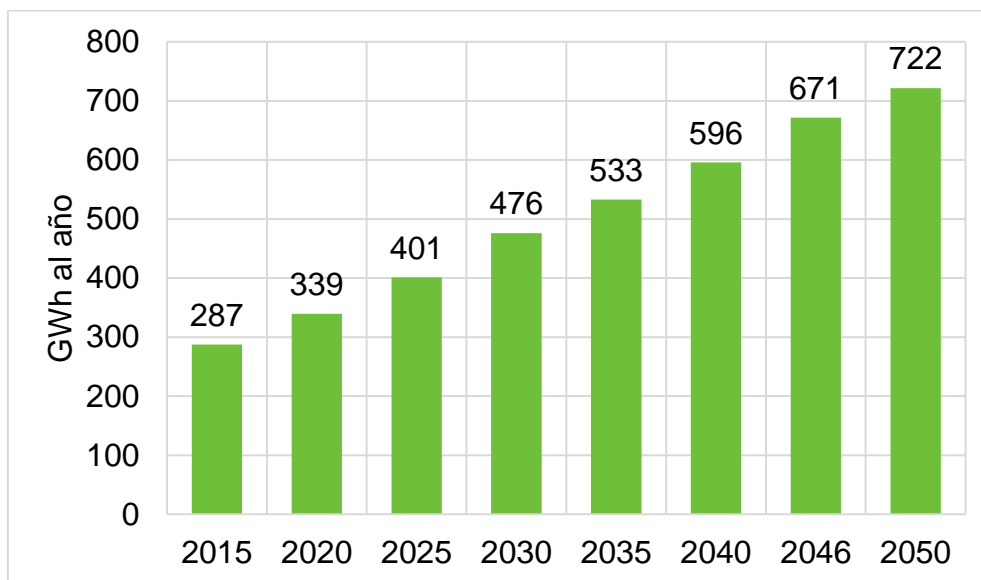


Figura 5.9
Demanda anual de electricidad
Fuente: SIMISE Simplex

En las figuras 5.10 a 5.13 se presentan las ventanas con las que se trabajó para este estudio.

En la Figura 5.10 se observa que una de las condiciones que debe cubrirse es la demanda. En caso de no satisfacer este rubro, se indica que no es un escenario viable y que deben realizarse cambios en la plantilla, como se muestra en la Figura 5.13.

Estas tablas dinámicas ligan datos, que con ayuda de condicionales ($=$, $<$, $>$) indican restricciones en topes de energía, emisiones, demanda energética, entre otros rubros.

Una vez concentrada esta información se selecciona una celda que fungirá como función objetivo donde se indica el costo mínimo de todo el sistema.

Función Objetivo (Costo de sistema)		Restricciones				
\$	12,642,185,750.10	7,800.00	<=	7,800.00	Tope Hidro Energía	VERDADERO
		7,045.00	<=	7,045.00	Tope capacidad adicionada Cogenera	VERDADERO
		777.85	<=		Tope Turbogas	
		29,400.77	<=	0	Tope a Cco del total	
		13,600.00	<=	13,600.00	Tope Eolo energía	VERDADERO
		8,500.00	<=	8,500.00	Tope de solar	VERDADERO
		99.20	<=		Tope termoeléctrica	
		588.38	<=		Tope Carboeléctrica	
		52.43	<=		Tope Combustión interna	
		457.00	<=	457.00	Tope Bioenergía	VERDADERO
		4,600.00	<=	4,600.00	Tope de capacidad adicionada NUCLE	VERDADERO
		-	<=	684.93	Tope Geotérmica	VERDADERO
		66.99	<=		Tope LFI	
		375.63	<=		Tope Mul	
		25,378.13	>=	25,378.13	No permite quitar energía	VERDADERO
		171,636.55	>=	112,558.21	Cubre el pico de demanda máxima	VERDADERO
		47,394.81	>=	39,378.03	Cubre la meta de energía limpia	VERDADERO
		78,756.06	=	78,756.06	Cubre la demanda	VERDADERO
		21534093.35	<=	20490000	Tope de Emisiones	FALSO

Figura 5.10
 Apartado de condicionales para la corrida.
 Fuente: SIMISE Simplex.

The image shows an Excel spreadsheet with a Solver Parameters dialog box open. The spreadsheet contains the following data:

Función Objetivo (Costo de sistem)	Restricciones	Estado
12,642,185,750.10	Tope Hidro Energía	VERDADERO
7,045.00	Tope capacidad adicionada Cogenera	VERDADERO
777.85	Tope Turbogas	
29,400.77	Tope a Cco del total	
13,600.00	Tope Eolo energía	VERDADERO
8,500.00	Tope de solar	VERDADERO
99.20	Tope termoeléctrica	
588.38	Tope Carboeléctrica	
52.43	Tope Combustión interna	
457.00	Tope Bioenergía	VERDADERO
4,600.00	Tope de capacidad adicionada NUCLE	VERDADERO
-	Tope Geotérmica	VERDADERO
66.99	Tope LFI	
375.63	Tope Mul	
25,378.13	No permite quitar energía	VERDADERO
171,636.55	Cubre el pico de demanda máxima	VERDADERO
47,394.81	Cubre la meta de energía limpia	VERDADERO
78,756.06	Cubre la demanda	VERDADERO
21193798.21	Tope de Emisiones	FALSO

The Solver Parameters dialog box is configured as follows:

- Establecer objetivo: \$A\$2
- Para: Máx Min Valor de: 0
- Cambiando las celdas de variables: \$L\$2:\$L\$15
- Sujeto a las restricciones:
 - \$B\$11 <= \$D\$11
 - \$B\$12 <= \$D\$12
 - \$B\$13 <= \$D\$13
 - \$B\$16 >= \$D\$16
 - \$B\$17 >= \$D\$17
 - \$B\$18 >= \$D\$18
 - \$B\$19 >= \$D\$19
 - \$B\$2 <= \$D\$2
 - \$B\$3 <= \$D\$3
 - \$B\$5 <= \$D\$5
 - \$B\$6 <= \$D\$6
 - \$B\$7 <= \$D\$7
- Convertir variables sin restricciones en no negativas
- Método de resolución: Simplex LP

Figura 5.11
 Condiciones necesarias para encontrar una solución en el escenario establecido.
 Fuente: SIMISE Simplex

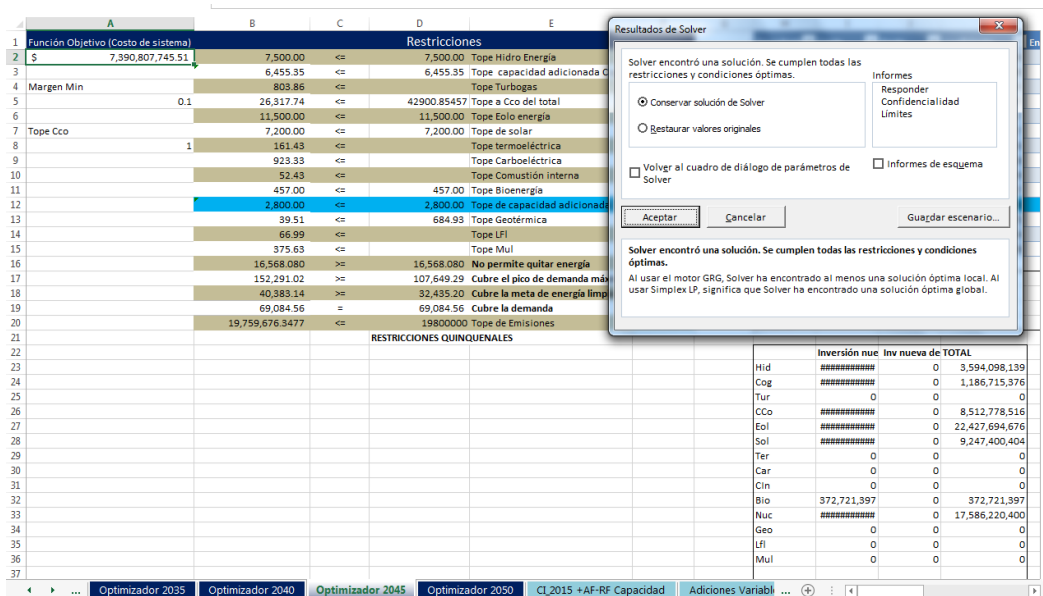


Figura 5.12
Mensaje en el caso de que se encuentre una solución viable
Fuente: SIMISE Simplex

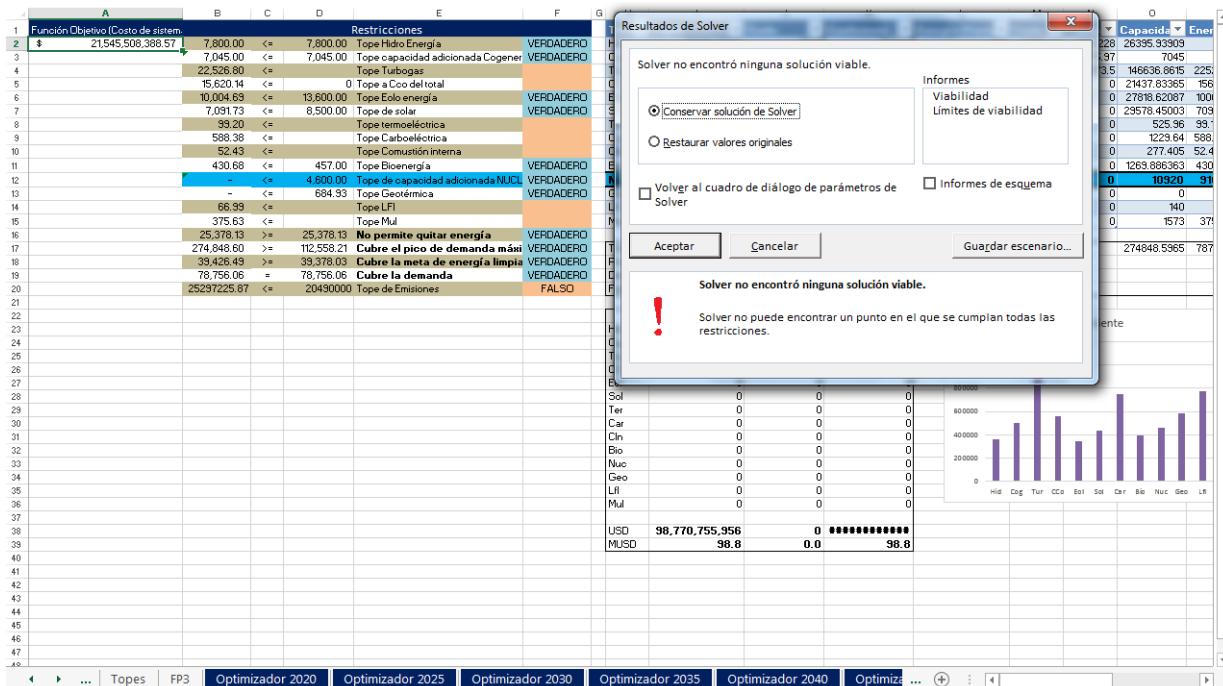


Figura 5.13
Mensaje en el caso de que no se encuentre una solución para costo mínimo del sistema
Fuente: SIMISE Simplex

Los datos generales usados para la planta de un AP1000⁹² en estos ejercicios son:

Potencia eléctrica neta de salida	1100 MWe
Potencia térmica bruta de salida	3415 MWt
Factor de planta	93%
Ciclo de combustible	18 meses
Vida útil de planta	60 años

5.2 Resultados

5.2.1 Porcentaje de participación y metas de energías limpias

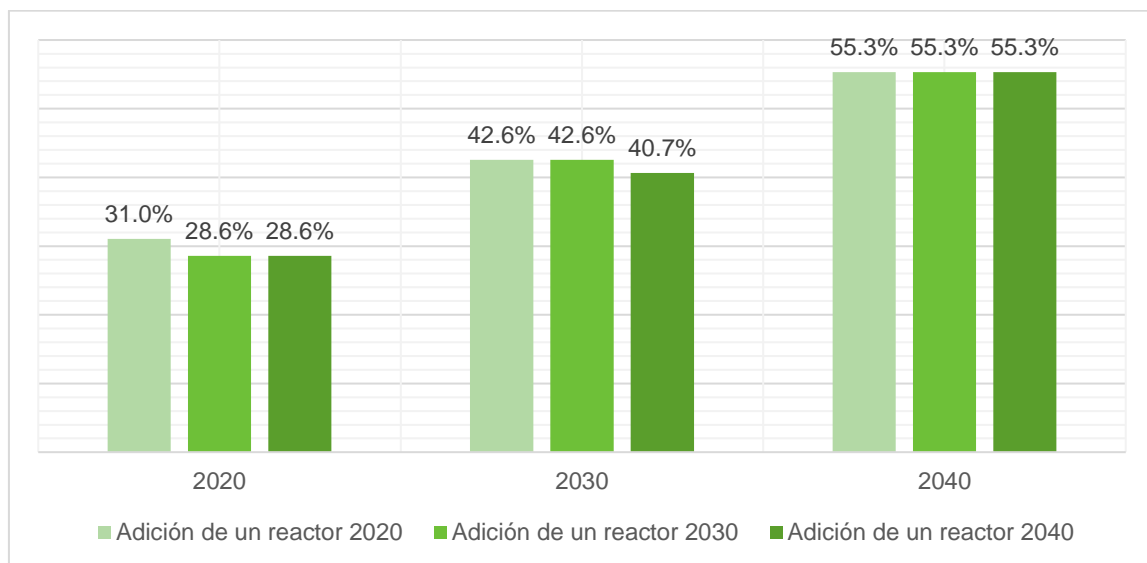


Figura 5.14 (a)
 Porcentaje de participación de energías limpias por década
 Adición de un reactor (Escenarios 1, 2 y 3)

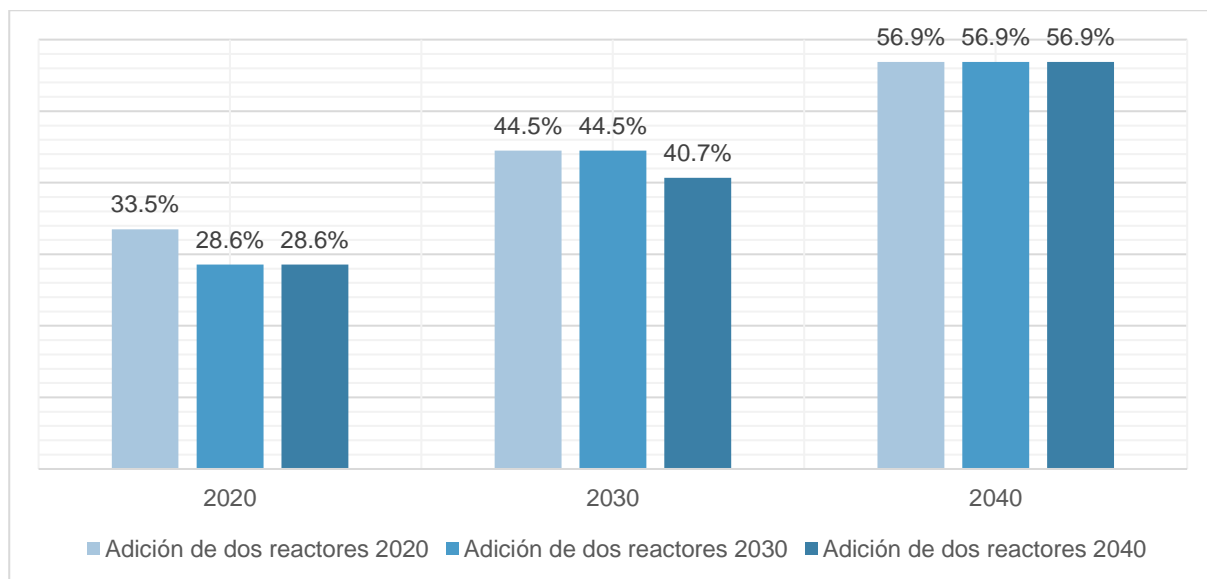


Figura 5.14 (b)
 Porcentaje de participación de energías limpias por década
 Adición de dos reactores

⁹² <http://www.westinghouse.com/New-Plants/AP1000-PWR/Overview>

En la Figura 5.14(a) se aprecia que desde la década de 2020 se alcanza un 31% de participación y finaliza con un valor cercano al 55%, en el caso de un reactor, mientras que en la Figura 5.14 (b) estas cifras aumentan casi dos puntos porcentuales, por tratarse de dos reactores.

Se concluye que a mayor prontitud en la adición de reactores se alcanzan los valores esperados en metas de participación de energía limpia.

5.2.2 Emisiones de contaminantes

Las figuras 5.15 y 5.16 muestran la cantidad de contaminantes emitidas por tipo de tecnología, teniendo en cuenta la operación, construcción y el ciclo del combustible.

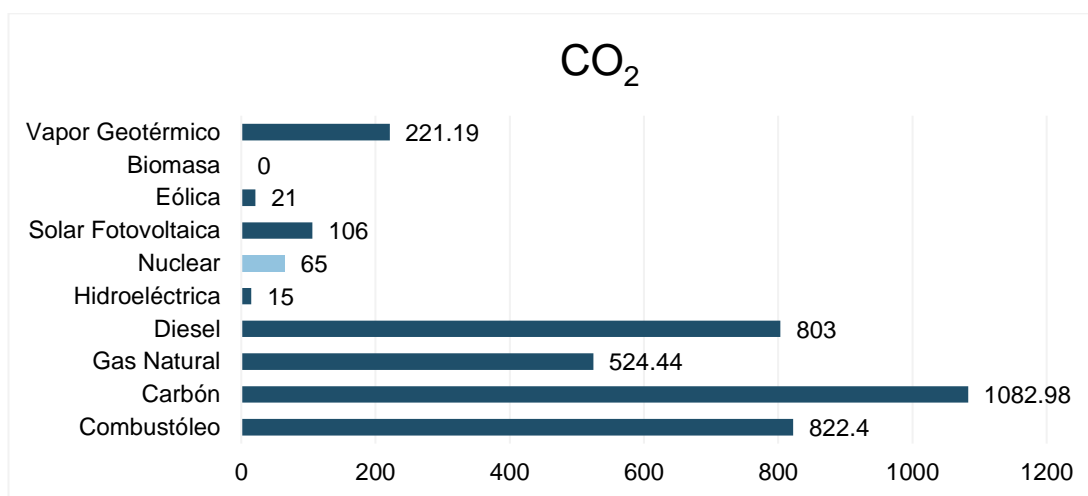


Figura 5.15
Cantidad de CO₂ emitido por tipo de tecnología (kg/MWh)
Fuente: SIMISE Simplex

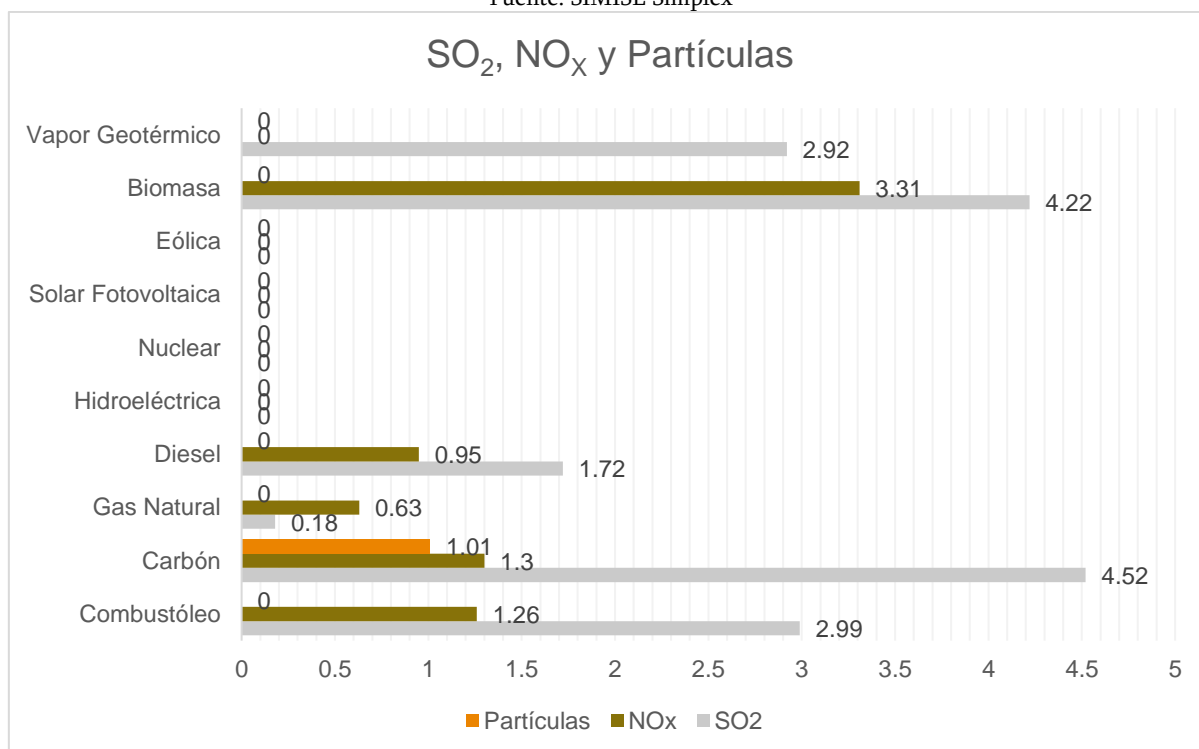


Figura 5.16
Contaminantes emitidos por tipo de tecnología (kg/MWh)

Fuente: SIMISE Simplex

De los datos presentados en las figuras 5.15 y 5.16, se observa que para las centrales nucleoelectricas las emisiones de CO₂ son muy bajas, y es la razón de que se denomine energía limpia. Esto se debe al método de generación de energía descrito en la sección 1.1.7, permitiendo un suministro confiable y con un muy bajo impacto ambiental.

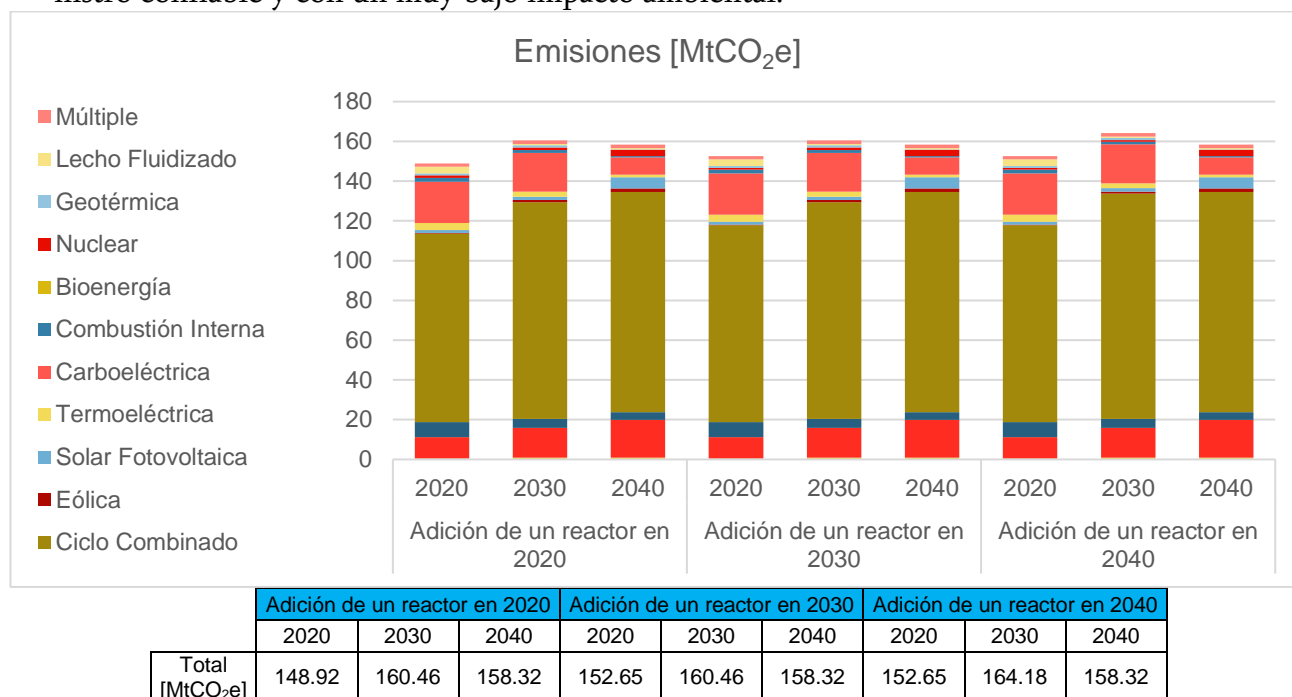


Figura 5.17 (a)
Emisiones para adición de un reactor (Escenarios 1, 2 y 3)
Fuente: SIMISE Simplex. Elaboración propia

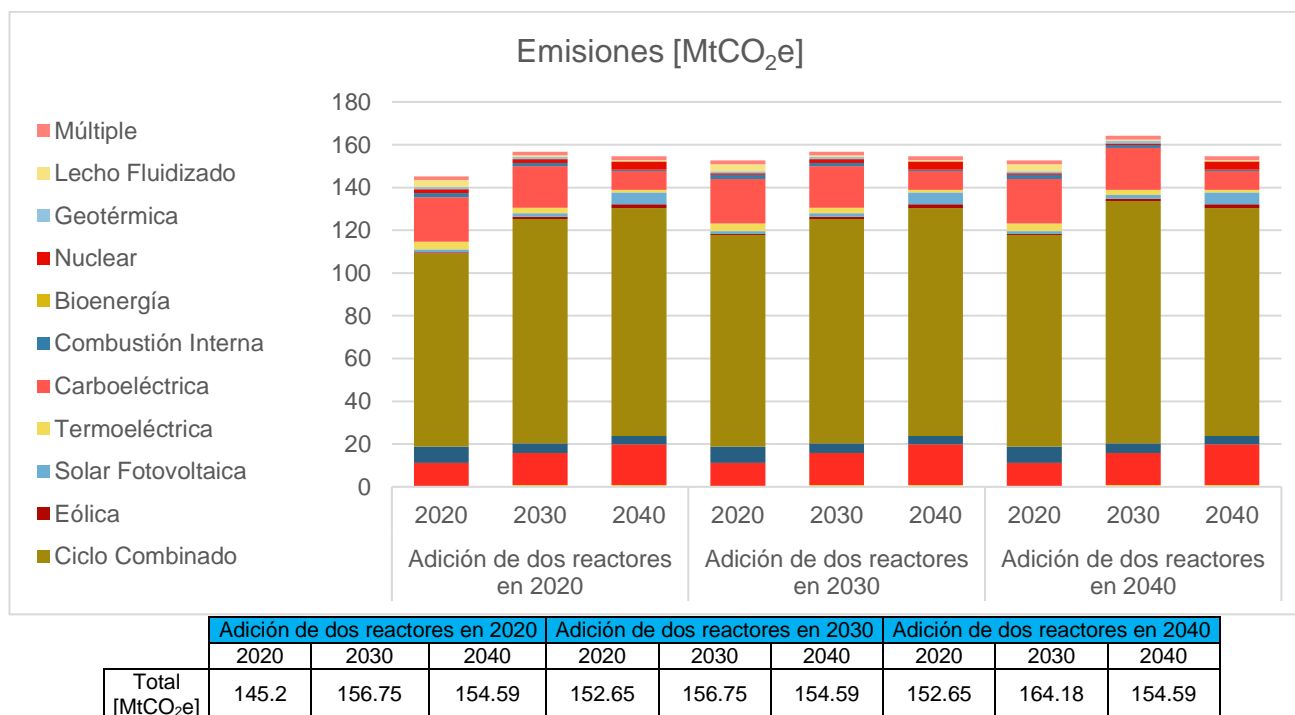


Figura 5.17 (b)
Emisiones para adición de dos reactores (Escenarios 4, 5 y 6)
Fuente: SIMISE Simplex. Elaboración propia

De acuerdo con los resultados obtenidos en los 6 escenarios, *adición de uno y dos reactores en los años 2020, 2030 y 2040*, se observa que los valores más bajos de emisiones se obtienen en los escenarios donde se adicionan dos reactores, con una diferencia de 3.7 [MtCO_{2e}], aproximadamente, respecto al escenario de un reactor en la misma década.

Como se mencionó al inicio del capítulo, el escenario base no contiene adición de ningún reactor. Para ese escenario se tiene los siguientes resultados:

	2020	2030	2040
Total [MtCO _{2e}]	152.39	163.92	176.35

Si se compara con los datos mostrados en los escenarios con adición de reactores nucleares, existe una diferencia que va de 3.4 a 21.7 [MtCO_{2e}] en las 3 décadas de análisis.

Por otra parte, la Tabla 5.4 presenta información publicada por SENER respecto a las emisiones por tipo de tecnología en las siguientes décadas.

Tabla 5.4⁹³
Emisiones de contaminantes por tipo de tecnología

Tecnología	2017	2020	2025	2030	2031
Bioenergía	3	3	9	9	9
Carboeléctrica	27	28	28	23	23
Ciclo Combinado	62	72	80	87	85
Cogeneración Eficiente	3	5	8	10	10
Combustión Interna	2	2	2	3	3
Lecho fluidizado	3	3	6	6	6
Termoeléctrica Convencional	26	12	1	1	1
Turbogás	5	4	2	1	1
Total [MtCO_{2e}]	131	129	136	140	138

La tabla anterior no contiene los datos de todas las energías limpias, por lo que si se comparan los resultados obtenidos en las corridas presentadas se tiene un margen de incertidumbre de hasta 20 [MtCO_{2e}]. Ésta es una cifra que debe de considerarse dado la problemática actual, en especial en términos de movilidad, transporte y del número de vehículos que circulan en las zonas conurbadas. La tabla 5.4 sólo está considerando las emisiones derivadas de la operación de las plantas que queman algún tipo de combustible.

⁹³ Tabla 4.7.1 Emisiones GEI del Sector Eléctrico por tecnología 2017-2031, PRODESEN 2017-2031, pág. 287

5.2.3 Costos del sistema

5.2.3.1 Costo mínimo del sistema

Uno de los objetivos del módulo de optimización es encontrar el arreglo en el portafolio de tecnologías con las que cuenta el país (revisado en la sección 2.1) de modo que cubra ciertos condicionales con un costo mínimo.

En este caso el algoritmo de optimización (descrito en la sección 4.4) encuentra las adiciones de energía de las diferentes tecnologías que, multiplicadas por sus costos anuales, los cuales incluyen inversión y operación, nos dan el menor costo de producir la energía por cubrir con respecto al periodo anterior.

Las figuras 5.18 (a) y (b) muestran los resultados obtenidos en este estudio.

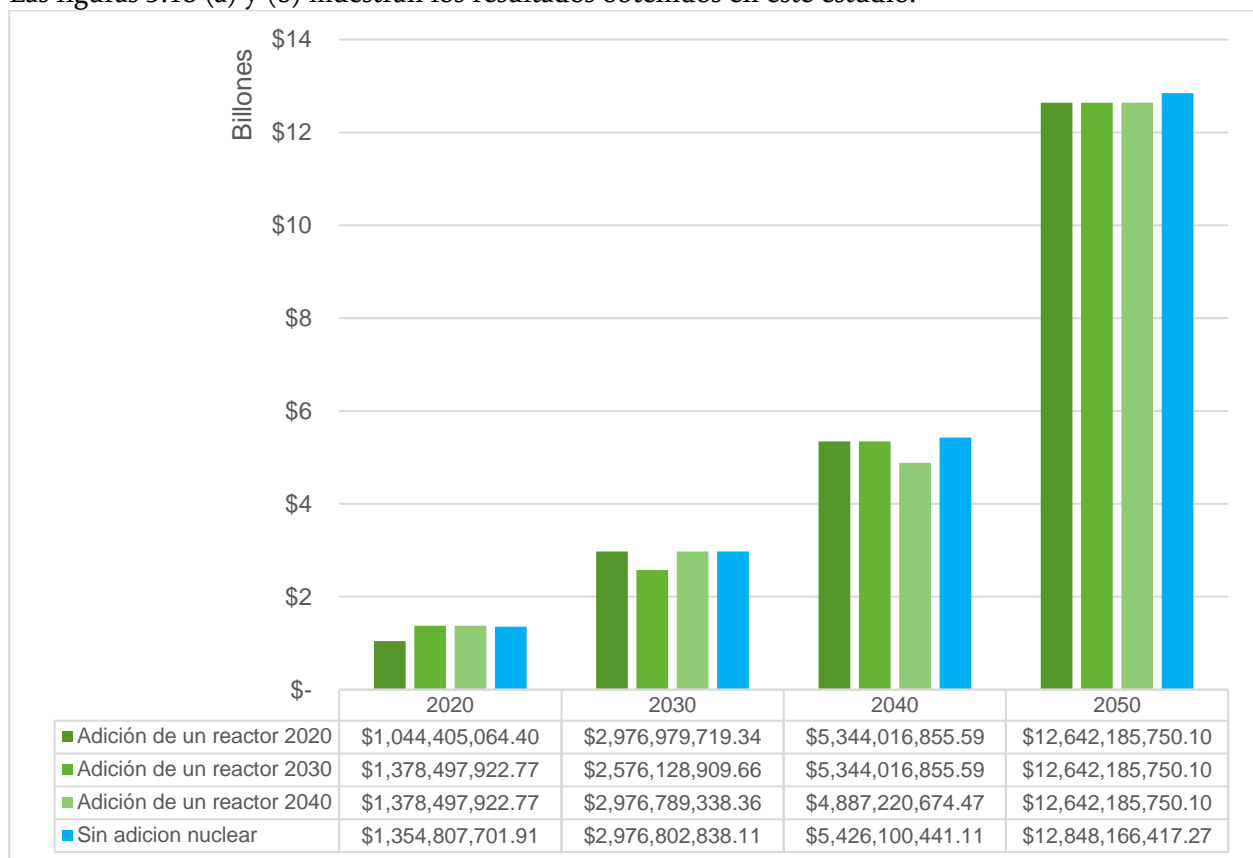


Figura 5.18 (a)

Costo mínimo del sistema.

Adición de un reactor (Escenarios 1, 2 y 3)

Fuente: SIMISE Simplex. Elaboración propia

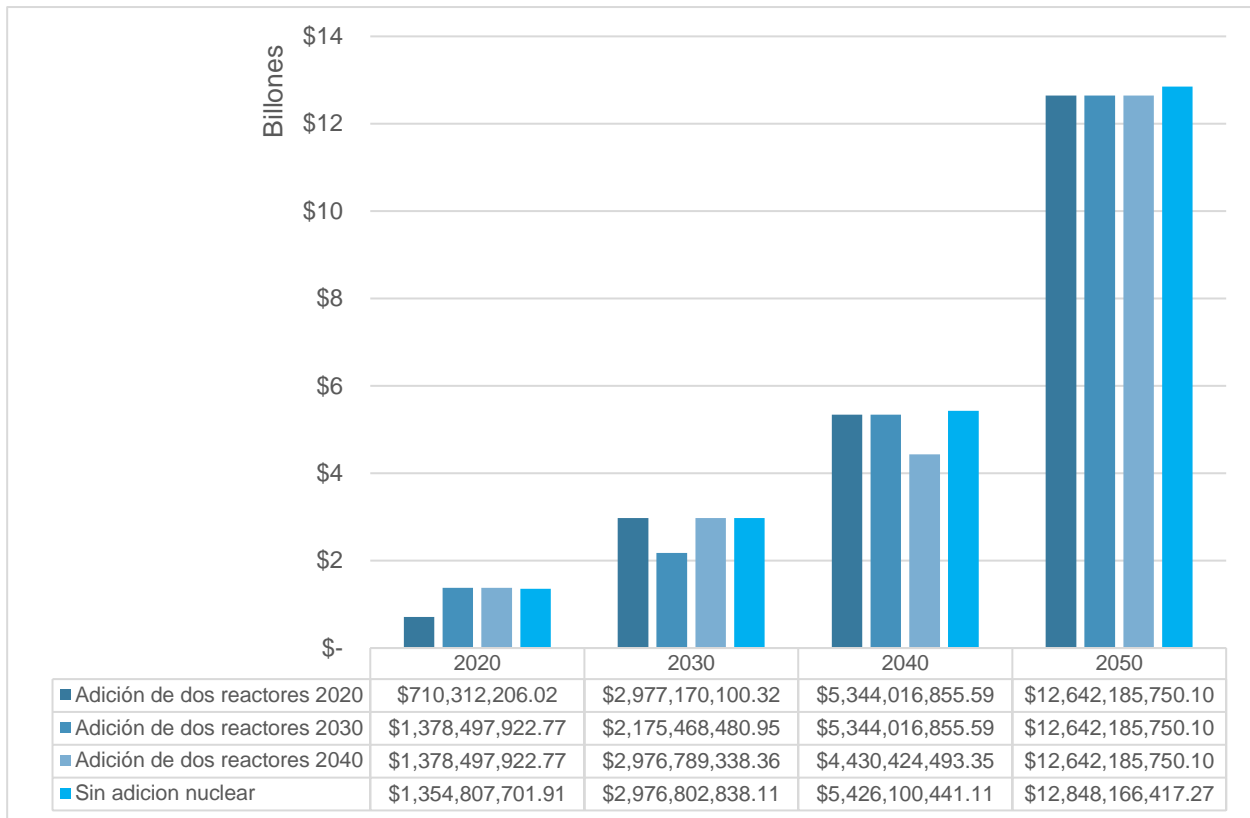


Figura 5.18(b)
 Costo mínimo del sistema.
 Adición de dos reactores (Escenarios 4, 5 y 6)
 Fuente: SIMISE Simplex. Elaboración propia

En general, se concluye que se alcanza un costo menor del sistema cuando se añaden reactores, en particular en el caso de la adición de dos reactores. Lo que se traduce en un monto menor en inversión, cubriendo la demanda de energía, las metas de energía limpia y emisiones de contaminantes.

5.2.3.2 Costos del despacho de energía eléctrica

Cuando se consideran costos nivelados de generación eléctrica de cada tecnología para calcular los costos de despacho que se obtendrían al operar el sistema con las plantas que resultaron de la optimización más las que ya estaban instaladas, se obtienen las figuras 5.19(a) y (b) donde se muestran los precios en los escenarios de adición de uno y dos reactores en 2020, 2030 y 2040 y el escenario base (sin adiciones).

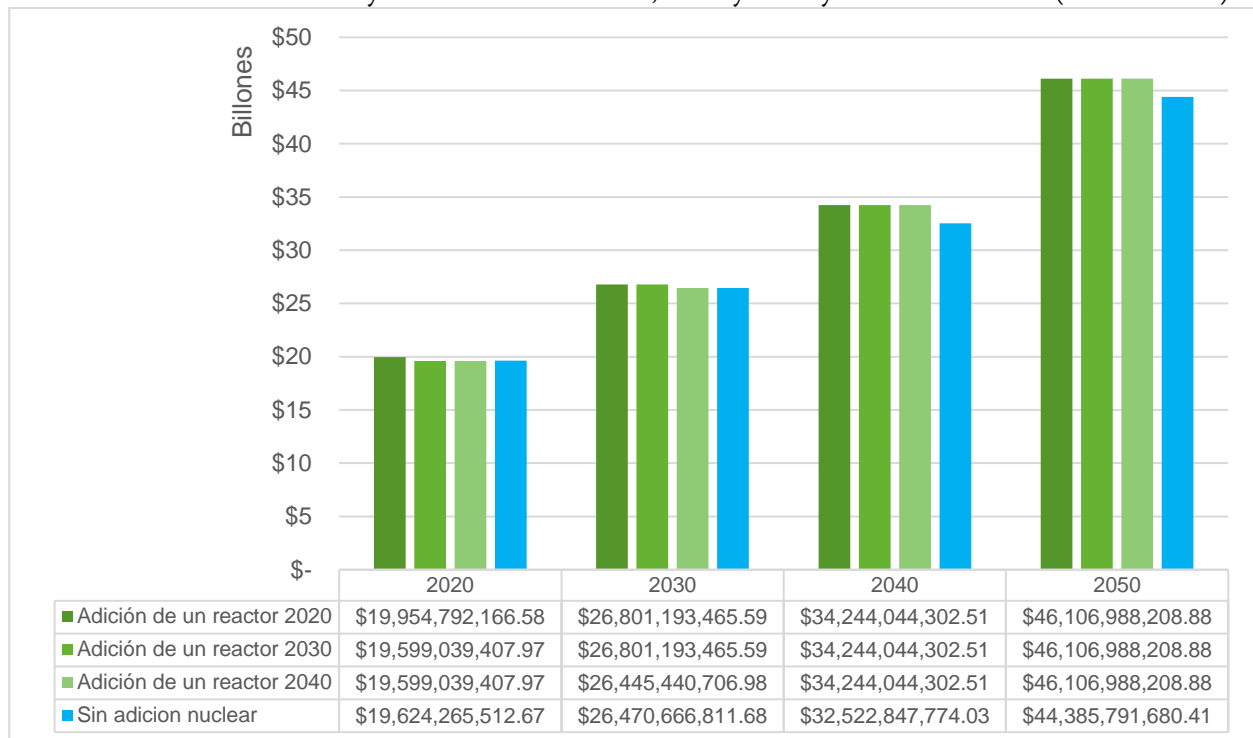


Figura 5.19 (a)

Costos del despacho de energía eléctrica.

Adición de un reactor (Escenarios 1, 2 y 3)

Fuente: SIMISE Simplex. Elaboración propia

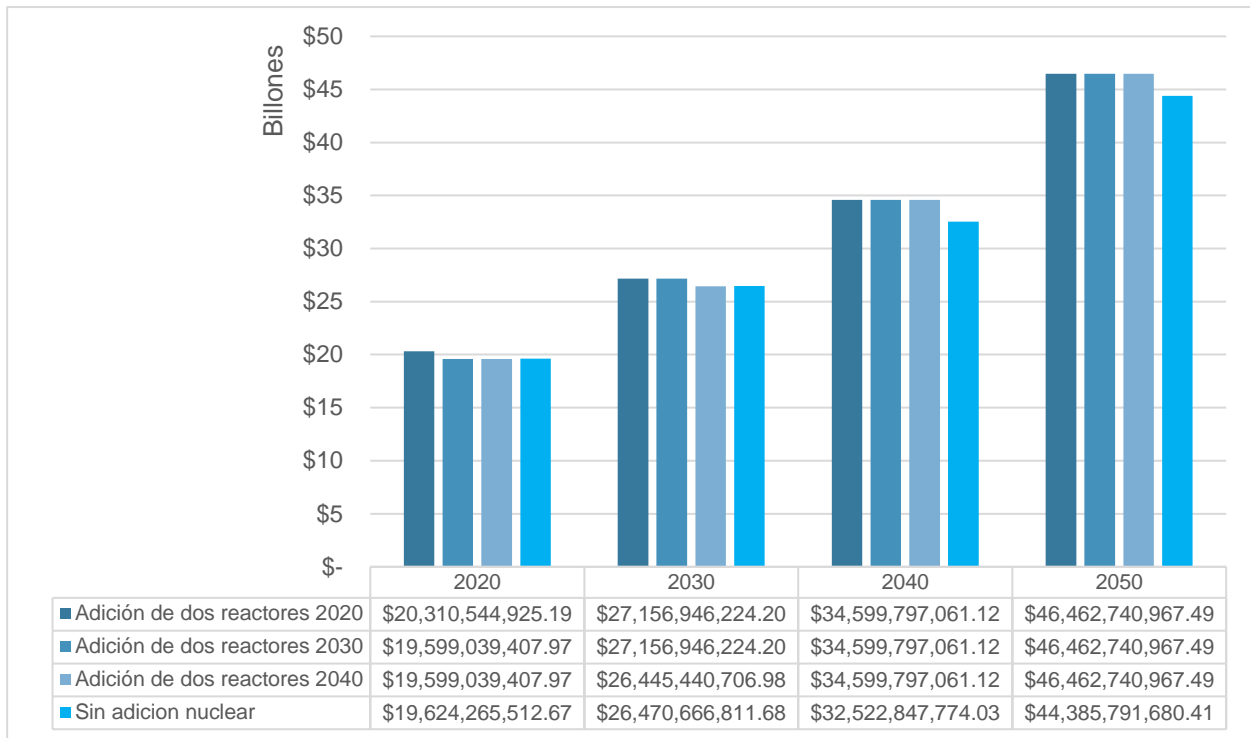


Figura 5.19 (b)

Costos del despacho de energía eléctrica.

Adición de dos reactores (Escenarios 4, 5 y 6)

Fuente: SIMISE Simplex. Elaboración propia

En general, los costos son mayores en los escenarios de adición de reactores en comparación con el escenario base, lo que podría aumentar las tarifas por suministro de energía eléctrica

En las décadas de 2040 y 2050 se alcanzan valores similares ya que no se tienen adiciones de otro tipo de tecnología, pero sí se tienen programados retiros de participación mencionados en la Tabla 5.2.

Capítulo 6. Conclusiones

Algunos de los retos más importantes para el sector energético es satisfacer la creciente demanda de electricidad, aumentar la participación de los métodos de generación por energías limpias y la integración del sector eléctrico, entre otros.

Los resultados presentados en este trabajo, descritos en el capítulo 5, muestran que una opción viable de generación de energía eléctrica es el aumento de participación de las plantas nucleoelectricas.

Dentro del portafolio de generación de energía eléctrica con el que cuenta México, el uso o expansión de plantas nucleares cuenta con un importante factor político y diplomático, lo que influye en su participación en programas emitidos por SENER y de la aprobación por parte de la población en general.

Como se mencionó en la sección 2.1, el desarrollo y evolución del sector energético requiere una planeación minuciosa. Esta planeación se basa en la infraestructura con la que cuenta el país y la que se podría incorporar para llegar a metas propuestas por organismos internacionales. Acatando estas sugerencias, se tomó en cuenta el sector nuclear, y en las próximas décadas se tienen previstos 3 proyectos de instalación de centrales nucleoelectricas. Al mismo tiempo estos proyectos fomentan un estudio del desarrollo de las nuevas tecnologías de reactores y la formación de profesionales que se especialicen en dicho rubro.

Las centrales nucleares tienen la capacidad de cubrir la demanda diaria con pausas programadas, lo que afianza la confiabilidad en el despacho de energía eléctrica. Una de las ventajas de recargas de combustible periódicas es que éstas pueden programarse con el fin de minimizar algún tipo de corte de energía y/o aumento de participación de otros tipos de planta con el fin de cubrir la demanda requerida. México cuenta con 40 años (aproximadamente) de experiencia en operación de reactores BWR, descrito en sección 2.4.1. Este historial sustenta una posible incorporación de reactores del mismo tipo. Estudiando los fenómenos naturales en años recientes y sus repercusiones en infraestructuras del sector energético, como el de Japón en 2011, los sistemas de seguridad pasivos ofrecen una mayor certidumbre en cuanto a contención de material radiactivo, factor que aumenta los beneficios de incorporar reactores con nueva tecnología.

El modelo AP1000 cuenta con un largo historial de pruebas, a su diseño modificado de un PWR. Documentos como la *evaluación probabilística de riesgo*, PRA por sus siglas en inglés, demuestran que sus métodos pasivos aseguran un funcionamiento óptimo en caso de presentarse algún incidente. Como se describe en la sección 3.3.7, el personal necesario para el funcionamiento de la planta en caso de accidente se reduce considerablemente, factor que beneficiaría la aceptación de la planta.

Según se ha revisado en este trabajo, el aumento de capacidad de generación de la CNLV traería consigo beneficios importantes en términos ecológicos. Entre las ventajas que presenta este tipo de tecnología se encuentra que sus emisiones GEI son muy bajas. Además, el precio del combustible, uranio, no está sujeto a tantas variaciones como en el caso de los hidrocarburos y sus deri-

vados. En térmicos técnicos, el factor de planta puede considerarse que permanece constante, lo que permite el abastecimiento de la carga base de manera confiable y certera.

Además, para las plantas de un AP1000, su potencia térmica puede utilizarse para otros fines, distintos a los de generación eléctrica, por ejemplo, en la industria química.

La república mexicana cuenta con una extensión territorial cercana a los 2 millones de kilómetros cuadrados. En sus 32 entidades federativas, cuenta con una diversidad en relieve y clima que permite tener un inventario amplio de potenciales probados de generación eléctrica.

La tendencia actual de aumentar la participación de métodos de generación por energías limpias contribuye a cumplir con las metas de energía y mejorar las condiciones atmosféricas.

En relación con el apartado de emisiones, debe de considerarse que, a raíz de las modificaciones en los ciclos naturales, el clima presente en el territorio mexicano ha sufrido cambios relacionados con la intensidad de las precipitaciones y variaciones meteorológicas. De acuerdo con los resultados de este trabajo, se muestra que la diferencia entre los escenarios usados es de hasta 20 MtCO₂, lo que es una cifra significativa para el medio ambiente del territorio mexicano.

Si bien la inversión por construcción de plantas nucleoelectricas es mayor a la de otro tipo de tecnología, la vida útil de la planta es la de mayor duración, por lo que puede garantizarse que una fracción de la carga base se cubre adecuadamente.

Los escenarios 4, 5 y 6 (adición de dos reactores en 2020, 2030 y 2040) y de acuerdo con lo descrito en el capítulo 3, sección 3.4, son los que presentan mayor costo de inversión, a la par de que se obtienen los mayores beneficios en términos ambientales.

Es importante señalar que en este estudio no se modificó, los porcentajes de participación de otros tipos de energía limpia. Sería conveniente que para trabajos futuros se aumenten el número de variables con modificaciones planeadas con el fin de establecer los escenarios en los que los beneficios económicos aumenten.

Algunas propuestas podrían plantear la modificación, remodelación y aumento de capacidad de centrales de otros tipos de tecnología, sumadas a las propuestas de este estudio, con el fin de proponer otros escenarios, y analizar su desarrollo y resultados.

Un punto que podría modificarse es el de el planteamiento de un sistema multinodal. Se podría tener una mayor certeza del comportamiento del SEN y de sus repercusiones económicas.

De manera similar, se podrían estudiar escenarios similares a los propuestos variando el tipo de reactor. En la actualidad, un modelo basado en el AP1000 está siendo estudiado en Asia. Este reactor, el CAP1400, es un PWR con una mayor potencia de generación de energía, diseñado para abastecer la demanda en China continental.

Referencias

- [1] <https://home.cern/about/physics/standard-model> consultado el 17 de julio de 2017.
- [2] Lamarsh, J.R., Baratta, A.J. (2001). *Introduction to Nuclear Engineering*, New Jersey: Prentice-Hall.
- [3] Martín Del Campo, C., *et. al* (2012). *Energía Nuclear Para Todo*, México: Terracota.
- [4] *Introducción a los Reactores Nucleares*, Foro de la Industria Nuclear. Julio 2008.
- [5] Salazar, E. (2015) *Apuntes de Fundamentos de Ingeniería Nuclear México*.
- [6] <https://www.mirion.com/introduction-to-radiation-safety/types-of-ionizing-radiation/> consultado el 17 de julio de 2017
- [7] Martín del Campo, C. “*Curso Principios Básicos de la Energía Nuclear*”. (2009) Sociedad de Energía y Medio Ambiente de la Facultad de Ingeniería, UNAM. Material inédito. México, D.F.
- [8] Programa de Desarrollo del Sistema Eléctrico Nacional (PRODESEN) 2017-2031, México, julio 2017
- [9] Ley de la Industria Eléctrica, La Ley de Energía Geotérmica, México, agosto 2014
- [10] Prospectiva del sector eléctrico 2015-2029 (2015) SENER
- [11] Balance Nacional de Energía (2014) SENER
- [12] Tracking Clean Energy Process (2017) OECD/IEA
- [13] Programa Indicativo para la Instalación y Retiro de Centrales Eléctricas (PIIRCE) 2016-2030, julio 2017.
- [14] AP1000 Overview, Westinghouse (2011).
- [15] Gaio, P. AP1000 The PWR Revisited, IAEA (2009).
- [16] Westinghouse AP1000 Plant Overview and Projects Update, Westinghouse (2015).
- [17] Status Report 81 Overview Advanced Passive PWR (AP1000), IAEA (2011).
- [18] Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Power Plants, IAEA-TECDOC-1624, IAEA (2011).
- [19] Schulz, T.L., (2006) Westinghouse AP1000 Advanced Passive Plant, Nuclear Engineering and Design 236.
- [20] Fuel Movement Planning Optimization Technology, Westinghouse (2015).
- [21] AP1000 Design Control Document, Revision 19, Chapter 16, June 2011.
- [22] AP1000 Probabilistic Risk Assessment, Revision 0, March 2002.

- [23] Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document, Volume III, ALWR Passive Plant, Revision 7, 12/95.
- [24] Winters, J.W., Corletti, M.M., AP1000 Construction and Operating Costs, ICONE 9, paper 9552, April 2001.
- [25] Review of DOE's Nuclear Energy Research and Development Program, National Academy of Sciences, 2008
- [26] Schulz, T., AP1000 Nuclear Power Plant, Westinghouse Electric Company, LLC, July 2008
- [27] <https://home.kepco.co.kr/kepco/EN/G/htmlView/ENGBHP00202.do?menuCd=EN07030202> consultado el 20 de julio de 2017.
- [28] AP1000 Plant Overview, Westinghouse July 2014.
- [29] C. Martín del Campo *et al.* Informe Técnico del Proyecto SIMISE: Reporte de modelaje integrado a nivel regional (Sexto Entregable, abril 2016). México.
- [30] Marmolejo M. A. (2013) *Álgebra Lineal*. Apuntes de clase. Universidad del Valle. Cali, Colombia.
- [31] Maros István, (2003) *Computational Techniques of the Simplex Method*. Springer, New York.
- [32] Borgwardt Karl, (1987) *The Simplex Method. A Probabilistic Method*. Springer-Verlag, Berlin.