



UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

FACULTAD DE INGENIERÍA
DIVISIÓN DE ESTUDIOS DE POSGRADO

METODOLOGÍA PARA LA COMPARACIÓN
INTEGRAL DE REACTORES NUCLEARES
EVOLUTIVOS

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL GRADO DE
MAESTRO EN INGENIERÍA

PRESENTA

RICARDO REYES RAMÍREZ



DIRECTORA DE TESIS

DRA. CECILIA MARTÍN DEL CAMPO MÁRQUEZ

CIUDAD UNIVERSITARIA MÉXICO, D. F. 2006



Universidad Nacional
Autónoma de México



UNAM – Dirección General de Bibliotecas
Tesis Digitales
Restricciones de uso

DERECHOS RESERVADOS ©
PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL

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

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

Agradecimientos:

Por mis raíces católicas: Agradezco al mejor y más grande de mis maestros, Jesucristo, el mejor de mis amigos y junto a él a Dios Padre y al Espíritu Santo.

Agradezco a toda mi familia por el apoyo incondicional y moral que me brindaron.

Señora Soco le dedico mi trabajo.

También a Susana, Yuly, Melisa, Mary, Juan, Neri, Leo, Concha, Lucha, Mario, Arturo,...

Les agradezco a mis queridos maestros por todo lo que me regalaron, y por la amistad desinteresada que me brindaron.

Cecilia, Juan Luis, Jaime, Arturo, Pamela, Edgar, José Luis, Augusto, Héctor Arnoldo,...

Le agradezco al CONACYT por la ayuda económica que me brindó, ya que sin ese apoyo, difícilmente hubiese terminado mis estudios de maestría.

Le agradezco a la facultad de ingeniería y a la UNAM, por permitirme ser uno de sus hijos, y poder sentirme PUMA, y con orgullo decir que tengo la sangre azul y la piel dorada.

Gracias te doy Dios, no por la sabiduría que me regalas, sino porque me has enseñado el camino en donde encontrarla.

Índice

Índice de Figuras	iii
Glosario de Términos	v
Lista de acrónimos.....	ix
1 Introducción	1
2 Descripción de los reactores nucleares de tercera generación.....	5
2.1 Evolución de la energía nuclear comercial	5
2.2 Reactores nucleares de tercera generación.....	5
2.3 Reactor ABWR	6
2.3.1 Descripción general	6
2.3.2 Principales características del ABWR	9
2.3.3 Aspectos de seguridad	9
2.3.4 Resumen	12
2.4 Reactor ESBWR	14
2.4.1 Descripción general	14
2.4.2 Características especiales del ESBWR	15
2.4.3 Aspectos de seguridad	18
2.4.4 Resumen	20
2.5 Reactor EPR	21
2.5.1 Descripción general	21
2.5.2 Aspectos de seguridad	23
2.5.3 Resumen	26
2.6 Reactor AP-1000	27
2.6.1 Descripción general	27
2.6.2 Aspectos de seguridad	29
2.6.3 Resumen	31
2.7 Reactor PBMR	33
2.7.1 Descripción general.....	33
2.7.2 Ciclo Brayton de potencia	33
2.7.3 Tecnología y ciclo de vida del combustible.....	34
2.7.4 Aspectos de seguridad	36
2.7.5 Demostración de la seguridad.....	36
2.7.6 Resumen	36
3 Costo nivelado de inversión de las plantas nucleares propuestas	39
4 Indicadores de evaluación	43
4.1 Introducción	43
4.2 Indicadores y criterios de evaluación	43
4.2.1 Prácticas de planeación de la planta	43

4.2.2	Combustible	45
4.2.3	Desempeño de la planta con respecto a la seguridad e impacto ambiental	46
4.2.4	Matriz de indicadores de evaluación	47
5	Fundamentos de lógica difusa	51
5.1	Introducción	51
5.2	Fundamentos	52
5.3	Sistema de inferencia difusa FIS	53
5.4	Toolbox fuzzy de Matlab	54
5.4.1	Editor del sistema de inferencia difusa	54
5.4.2	Editor de funciones de pertenencia	55
5.4.3	Editor de reglas	56
5.4.4	Visor de superficie	57
5.4.5	Visor de reglas	58
5.5	Sistema de inferencia difusa para la evaluación de los reactores.....	59
6	RESULTADOS	63
7	CONCLUSIONES Y COMENTARIOS	67
	BIBLIOGRAFÍA	69
	ANEXOS	72
	Anexo 1	72
	Gráficos de emisiones al aire en las tecnologías de reactores BWR, PWR y GCR	72
	Anexo 2	74
	Variables de entrada y salida para el sistema de inferencia difusa FIS	74

Índice de Figuras

Figura 2.1. Evolución de los reactores nucleares.....	5
Figura 2.2 Ciclo directo de vapor para un BWR convencional	7
Figura 2.3 Diagrama esquemático de los componentes principales de una planta tipo ABWR	8
Figura 2.4 Principales componentes de una planta nucleoelectrica ABWR.	10
Figura 2.5 Sistema de Barras de Control de Movimiento Fino (FMCRD)	11
Figura 2.6 Evolución de la vasija del reactor de los BWRs	15
Figura 2.7 Evolución de los contenedores de los BWRs	16
Figura 2.8 Reducción significativa de volúmenes del SBWR al ESBWR	17
Figura 2.9 Nivel de agua sobre la parte superior del combustible activo que sigue una ruptura típica	19
Figura 2.10 Relación entre la presión en el pozo seco y la presión de diseño después del rompimiento en la tubería	19
Figura 2.11 Tecnología PWR, describe un ciclo Rankine	21
Figura 2.12 Disposición de una planta EPR; PWR avanzado de tercera generación	22
Figura 2.13 Principales componentes de la planta nuclear EPR	22
Figura 2.14 Acomodo los principales edificios del EPR	24
Figura 2.15 Principales sistemas de seguridad del EPR	25
Figura 2.16 Tanque de contención de material radiactivo del núcleo fundido	25
Figura 2.17 Componentes principales del AP-1000	28
Figura 2.18 Mejoras del AP-1000 con respecto a un PWR convencional	29
Figura 2.19 Sistema pasivo de refrigeración del contenedor	30
Figura 2.20 Sistemas Pasivos de Seguridad Para el AP1000	31
Figura 2.21 Diagrama esquemático de un ciclo Brayton de una planta de potencia PBMR34	
Figura 2.22 Composición de la esfera de combustible de un PBMR	35
Figura 5.1. Funciones de pertenencia Bueno, Regular y Malo. Valores de pertenencia para una entrada de 1200 MWe del indicador potencia	52
Figura 5.2. Editor para el sistema de inferencia difusa FIS “Globalnivelado”	55
Figura 5.3. Editor de funciones de pertenencia para el sistema de inferencia difusa FIS “Globalnivelado”	56
Figura 5.4. Editor de reglas para el sistema de inferencia difusa FIS “Globalnivelado”	57
Figura 5.5. Visor de superficie del sistema de inferencia difusa FIS “Globalnivelado”, con entradas “Potencia y Eficiencia” y salida “Calificación”	58
Figura 5.6. Visor de reglas del sistema de inferencia difusa FIS “SegImpAmb1”	59
Figura 6.1 Calificaciones en base 10 para los diferentes reactores, separadas en tres criterios de evaluación y calificación global, con peso 1 para todas las reglas	64
Figura 6.2 Calificaciones en base 10 para los diferentes reactores, para el criterio de “Prácticas de Planeación” y la calificación global, para diferentes pesos de las reglas	65

Índice de Tablas

Tabla 2.1 Datos técnicos del ABWR	13
Tabla 2.2 Comparación de los principales parámetros de los BWRs	17
Tabla 2.3 Datos técnicos del ESBWR	20
Tabla 2.4 Comparación de las principales características de los reactores EPR; N4 y Konvoi	23
Tabla 2.5 Matriz de indicadores del EPR	26
Tabla 2.6 Matriz de principales Indicadores del AP-1000	32
Tabla 2.7 Matriz de principales Indicadores del PBMR	37
Tabla 2.8. Matriz Resumen de las principales características de cada reactor	38
Tabla 3.1. Costo nivelado por concepto de inversión para cada una de las tecnologías de reactores seleccionados	41
Tabla 4.1 Matriz de indicadores de evaluación	49
Tabla 5.1. Pesos para el conjunto de reglas de cada indicador, para los FIS Correspondientes	61
Tabla 6.1. Calificaciones de los reactores en los diferentes criterios con peso 1 para todas las reglas	63
Tabla 6.2 Comparación de las calificaciones de los reactores para el criterio de prácticas de planeación y calificación global con peso 1 y varios pesos	63

Glosario de Términos

Accidente severo: Evento no planeado ni controlado, en el cual la acción de una falla por pérdida de refrigerante, acarrea como reacción la fundición del núcleo del reactor.

Actínido: Es un elemento químico de símbolo Ac y número atómico 89. Es una de las tierras raras y da nombre a una de la series, la de los actínidos.

Alberca de supresión: Parte inferior del contenedor principal que contiene una cantidad importante de agua que sirve para eliminar los picos de presión en la vasija del reactor y las líneas de vapor principal.

Alternador: Es una máquina destinada a transformar la energía mecánica en eléctrica, generando, mediante fenómenos de inducción, una corriente alterna.

Barras de control: Mecanismos de seguridad que contienen un material absorbedor de neutrones (carburo de boro) y sirven para controlar la reacción en cadena en el núcleo del reactor o para apagarlo, mediante la inserción o extracción de las mismas en el núcleo del reactor.

Barreras de contención: Barreras físicas que protegen al núcleo del reactor de cualquier suceso interno y externo.

Blindaje: Barrera física de protección que reduce o atenúa el daño causado por las radiaciones ionizantes.

Bomba de alimentación: Dispositivo mecánico que transporta el agua de un nivel inferior a uno superior y sirve para suministro de agua al núcleo del reactor.

Bombas de recirculación: Bombas centrifugas verticales de velocidad constante del sistema de recirculación de agua del reactor que impulsan el caudal a través de los lazos de recirculación exteriores a la vasija del reactor, y proporcionan el caudal motriz, a la suficiente presión, a las bombas de chorro interiores a la vasija.

Calor de decaimiento: Calor resultado de la transmutación de los productos de fisión, y de las radiaciones ionizantes producto de los elementos radioactivos.

Certificación: Garantía que asegura la autenticidad de alguna cosa.

Ciclo Brayton: Se denomina ciclo Brayton a un ciclo termodinámico de compresión, calentamiento y expansión de un fluido compresible, generalmente aire, que se emplea para producir trabajo neto y su posterior aprovechamiento como energía mecánica o eléctrica.

Ciclo Rankine: Ciclo termodinámico de generación de potencia que usa agua como sustancia de trabajo y mediante sus cambios de fase la hace circular por un sistema caldera, turbina, condensador y bomba de alimentación.

Condensador: Es un elemento intercambiador térmico, en el cual se pretende que cierto fluido que lo recorre, cambie a fase líquida desde su fase gaseosa mediante el intercambio de calor (cesión de calor) con otro medio.

Contenedor: Embalaje que sirve para contener los dispositivos y sistemas de la central nuclear. Su función principal es evitar la fuga de los productos de fisión al medio ambiente, en condiciones de operación o de accidente.

Convencional: Que resulta o se establece por convenio o por acuerdo general.

Compresor: Dispositivo que puede aumentar la presión de un fluido gaseoso.

Costo overnight: Costo instantáneo de la planta llave en mano.

Defensa en profundidad: Múltiples niveles de defensa para la mitigación de accidentes.

Difusión: Cualidad de difuso.

Difuso: Impreciso, confuso, poco claro, borroso.

Ensamble de combustible: Una matriz de varillas de combustible de óxido de uranio, 8X8, 9X9 y 10X10 para los BWR, y de 15X15, 16X16 y 17X17 para los PWR. Los cuales constituyen el núcleo del reactor.

Esfuerzo mecánico: El resultado de la división de una fuerza y el área sobre la cual se aplica.

Evaporador: Lugar físico donde se produce el intercambio de calor además del cambio de fase de líquido a vapor, de la sustancia de trabajo que se inyectará a la turbina, generalmente lo usan las plantas PWR.

Evolución: Desarrollo o transformación de las ideas o de las teorías o los reactores.

Generación: Sucesión de descendientes en línea recta.

Generador: Máquina destinada a transformar energía mecánica en energía eléctrica.

Guijarro: Pequeño canto rodado.

Heurística: En algunas ciencias, manera de buscar la solución de un problema mediante métodos no rigurosos, como por tanteo, reglas empíricas.

Independiente: No depende de otro.

Inferencia: Sacar una consecuencia o deducir algo de otra cosa.

Inherentemente: Que por su naturaleza está de tal manera unido a algo, que no se puede separar de ello.

Integridad: Cualidad de íntegro, no carece de ninguna de sus partes.

Intercambiador de calor: es un dispositivo diseñado para transferir de manera eficiente el calor de un fluido a otro, sea que éstos estén separados por una barrera sólida o que se encuentren en contacto.

Inventario: Análisis de inventario másico o volumétrico de un sistema de fluidos.

Lógica: Ciencia que expone las leyes, modos y formas del conocimiento científico.

Lógica difusa: La que admite una cierta incertidumbre entre la verdad o falsedad de sus proposiciones, a semejanza del raciocinio humano.

Mitigar: Moderar, aplacar, disminuir o suavizar algo riguroso o áspero.

Moderador: Sustancia que reduce la energía cinética de los neutrones sin absorberlos.

Modular: Pieza o conjunto unitario de piezas que se repiten en una construcción de cualquier tipo, para hacerla más fácil, regular y económica.

Núcleo del reactor: Región del reactor que contiene el material fisible o combustible, el moderador, los venenos neutrónicos, y estructura de soporte donde se lleva a cabo la fisión nuclear en cadena.

Presurizador: Depósito de compensación de presión en reactores de agua a presión, cuya función es mantener la presión en el sistema del refrigerante en operación normal, y limitar cambios de presión en transitorios.

Productos de fisión: Nucleidos formados directamente en la fisión de elementos pesados o por la desintegración radiactiva de otros, producidos a su vez en la fisión.

Reactor avanzado: Cada uno de los varios conceptos de reactores donde se acumulan perfeccionamientos derivados de la acumulación operativa.

Reactor nuclear: Dispositivo donde se produce una reacción nuclear controlada.

Recursos: Materia prima energética cuantificada que no alcanza la categoría de reserva.

Red de transmisión: Conjunto formado por equipos y medios físicos como torres y cables conductores que distribuyen energía eléctrica a los usuarios demandantes de la misma.

Redundante: Innecesario, sobrante, excesivo.

Refrigeración: Procedimiento técnico que hace que baje la temperatura de un lugar o un mecanismo.

Remoción: Cambio de una cosa de un lugar a otro.

Secadores: Dispositivos de la vasija del reactor que eliminan el exceso de gotas de agua dejando el vapor libre antes de mandarlo a la turbina.

Seguridad: Se refiere a la noción de relativa estabilidad, calma o predictibilidad que se supone beneficiosa para el desarrollo de la planta; así como a los recursos y estrategias para conseguirla.

Separadores: Trampas de agua que sirven para eliminar el agua saturada que acompaña al vapor que se introducirá en la turbina.

Sinterizar: Producir piezas de gran resistencia y dureza calentando, sin llegar a la temperatura de fusión, conglomerados de polvo, generalmente metálicos, a los que se ha modelado por presión.

Sistema: Un todo organizado.

Sistemas activos: Un conjunto de dispositivos, instrumentos y aparatos que sirven para mitigar accidentes o revertir accidentes que pongan en peligro la seguridad de la planta.

Sistemas pasivos: Sistemas que aplican el curso de fenómenos naturales como la gravedad, la transferencia de calor y el flujo por densidad del agua, para mitigar accidentes de pérdida de refrigerante y sobrepresión.

Subenfriado: Cuando la temperatura de un líquido es menor que la temperatura de saturación.

Subestación: Es el área en donde se encuentra el equipo primario que recibe y distribuye la energía generada.

Turbina: Máquina que transforma la energía calorífica del vapor en energía mecánica ó de movimiento.

Veneno: **Sustancia de elevada sección eficaz de captura de neutrones que provoca una reducción de la reactividad. Puede utilizarse para controlar la reactividad mediante la inserción de ácido bórico en el refrigerante primario, gadolinio en el combustible, o xenón como producto de fisión.**

Lista de acrónimos

- ABWR:** Advanced Boiling Water Reactor.
- ESBWR:** Economic Simplified Boiling Water Reactor.
- EPR:** European Pressurized Reactor.
- AP1000:** Advanced Pressurized 1000.
- PBMR:** Pebble Bed Modular Reactor.
- BWR:** Boiling Water Reactor.
- NRC:** Nuclear Regulatory Commission.
- GE:** General Electric.
- TEPCO:** Tokyo Electric Power Company.
- FMCRD:** Fine Motion Control Rod Drives.
- CRT:** Control Room Terminal.
- RCIC:** Reactor Core Isolation Cooling.
- SBWR:** Simplified Boiling Water Reactor.
- TAF:** Top of Active Fuel.
- ADS:** Automatic Depressurization System.
- GDCS:** Gravity Driven Cooling System.
- ICS:** Isolation Condenser System.
- ECCS:** Emergency Core Cooling System.
- PCCS:** Passive Containment Cooling System.
- RCS:** Reactor Control System.
- PRHR HX:** Passive Residual Heat Removal Heat Exchanger.
- IRWST:** In-containment Refuelling Water Storage Tank.
- CMT:** Core Make-up Tank.
- THTR:** Thorium High Temperature Nuclear Reactor.
- CVD:** Chemical Vapor Deposition.
- FDN:** Frecuencia de Daño al Núcleo.
- CDF:** Core Damage Frequency.
- LERF:** Large Early Release Frequency.
- FIS:** Fuzzy Inference System

1 Introducción

En México y en el mundo existe un gran interés por satisfacer las necesidades de las diferentes poblaciones y brindarles un buen nivel de vida. Para realizar las acciones que permitan satisfacer las necesidades de los pueblos del mundo, es necesario realizar procesos de transformación que sean económicos y amigables con el medio ambiente. Para aportar una ayuda al problema de suministro de energía y preservación del medio ambiente, se propone a la energía nuclear como posible fuente alterna para suministro carga base de energía eléctrica, la cual contribuirá con la disminución de emisiones de gases efecto invernadero, ya que con sólo el 10% de potencia instalada, genera el 17% de energía a nivel mundial. Actualmente se tienen 440 reactores nucleares construidos en varios países del mundo. En 8 de dichos países, los reactores nucleares generan más del 40% [1] de energía eléctrica, teniendo como base la energía nuclear.

Para este trabajo se escogieron cinco reactores nucleares de tercera generación, los cuales son: El Reactor Avanzado de Agua en Ebullición (ABWR), el Reactor Económico Simplificado de Agua en Ebullición (ESBWR), el Reactor Avanzado Presurizado 1000 (AP1000), el reactor Europeo de Agua Presurizada (EPR) y el Reactor Modular de Cama de Esferas (PBMR). De los mismos se presenta una breve descripción, para saber su funcionamiento y sus características principales, que posteriormente se usarán como indicadores de evaluación.

Los indicadores de calificación son características comunes a todos los reactores, que se ordenaron en una matriz a la cual se le llamó matriz de indicadores de evaluación, ésta consta de un arreglo de renglones y columnas. Los renglones representan los indicadores y las columnas a los reactores nucleares seleccionados. Los indicadores que se tomaron en cuenta son: Potencia eléctrica, eficiencia de la planta, factor de disponibilidad, tiempo de construcción, experiencia en México, estado de avance de la tecnología, generación de empleos, costo de inversión, costo de operación y mantenimiento, costo de combustible, enriquecimiento del combustible, quemado de combustible, posibilidad de reprocesamiento, características de no proliferación, frecuencia de daño al núcleo, frecuencia de grandes liberaciones tempranas, diseño sísmico, eventos externos, dosis a trabajadores y emisiones al aire.

La matriz de indicadores de evaluación sirve muy bien para ordenar los datos correspondientes a cada reactor, pero no muestra información contundente acerca de cual reactor es la mejor opción, ya que ningún reactor es el mejor en todos los indicadores. Por lo tanto se necesitó alguna herramienta que ayudara a cuantificar los diferentes indicadores y que por resultado se obtuviera con más objetividad la mejor opción de los reactores seleccionados. La herramienta seleccionada fue la de “Lógica Difusa” como método de agregación multicriterio, y mediante el programa Fuzzy de Matlab se realizó el proceso de integración de los diferentes indicadores de calificación mediante la elaboración de sistemas de inferencia difusa, los cuales trabajan con conjuntos difusos, donde los datos de entrada al programa son los antecedentes y con ellos se generan los consecuentes mediante reglas de implicación. Como salida se obtiene la calificación de cada uno de los reactores nucleares.

El sistema de inferencia basado en lógica difusa realiza su búsqueda dentro de un intervalo universo que tiene un límite inferior y uno superior, dichos límites son seleccionados específicamente para cada indicador de acuerdo a los valores convenientes para el sistema eléctrico mexicano. En este intervalo, se distribuyen unas variables llamadas funciones de pertenencia, las cuales están asociadas a los conjuntos difusos asignados por el programador, en este caso son: “bueno”, “regular” y “malo”. El valor de entrada de cada indicador, se le otorga el grado de pertenencia a cada conjunto difuso mediante las funciones mencionadas.

Mediante el uso de reglas heurísticas: *si* evento 1 *entonces* evento 2, se construye el cuerpo del programa, posteriormente se hace la agregación de las salidas y finalmente se desdifusifica la salida para obtener la calificación individual de cada reactor. Mediante un programa extra que sirve de comunicación entre el programa principal y el usuario, se introducen los valores de indicadores de cada reactor mediante entradas *input.txt* y dicho programa despliega una salida *output.txt*, que muestra las evaluaciones finales de cada reactor. El reactor que tenga la calificación más alta, será el mejor reactor según la metodología aplicada. Lo anterior se desarrolla en 7 capítulos, desglosados de la siguiente manera:

El primer capítulo es la introducción, donde se da una pequeña semblanza de la importancia que ocupa la generación de energía eléctrica a partir de combustible nuclear, mundial y localmente. Se propone una metodología multicriterio de evaluación para la toma de decisiones, que califique las tecnologías de reactores nucleares de tercera generación que serán evaluadas.

En el capítulo dos se da una breve descripción de cada tipo de tecnología de reactores evolutivos llamados de tercera generación, con el objetivo de conocer las diferentes tecnologías de generación que actualmente están siendo desarrolladas y que se tiene pensado entrarán en operación comercial a más tardar para el año 2015. Algunos de ellos ya están en operación comercial, otros en periodo de construcción y algunos otros en proceso de certificación.

El capítulo tres muestra una breve descripción del método utilizado para calcular los costos instantáneos por concepto de inversión de cada reactor nuclear, ya que se considera que este parámetro presenta un peso importante en la toma de decisiones.

En el capítulo cuatro se presenta una forma de organizar la información que servirá para realizar la evaluación de los reactores. Dicha información se subdividió y organizó de la siguiente forma: hay indicadores de evaluación, mismos que se dividieron en tres criterios de evaluación y se acomodaron de manera organizada en una matriz a la que se le nombró matriz de indicadores de evaluación, la cual muestra de manera clara la información referente a cada reactor y criterio de evaluación.

La información organizada es buena pero no muestra qué tecnología de reactores es la mejor, para eso, en el capítulo cinco se usó un método multicriterio de toma de decisiones como método de agregación de los indicadores propuestos en la matriz del mismo nombre. En este caso el método propuesto es la lógica difusa la cual trabaja con los llamados conjuntos difusos. En este capítulo se dan los fundamentos de la lógica difusa y se aplica

esta disciplina en un programa llamado toolbox fuzzy de Matlab, para la construcción de sistemas de inferencia difusa, los cuales procesaron la información de cada reactor proporcionada por la matriz de indicadores y cuyo resultado son las evoluciones de cada reactor.

En este mismo capítulo se describe cada componente del toolbox mencionado y se muestra la información referente a la elaboración de cada sistema de inferencia difusa construido para la evaluación de los reactores seleccionados.

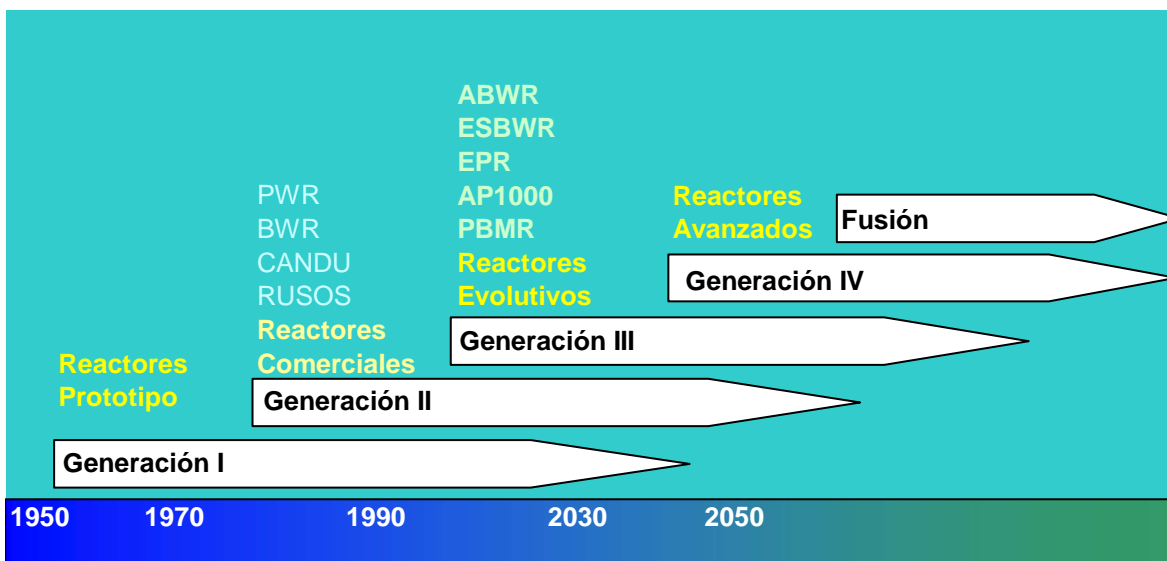
En el capítulo seis se muestran los resultados producto de la metodología propuesta y se hacen algunos comentarios acerca de los mismos y se determina la calificación de cada reactor evaluado.

En el capítulo siete se dan las conclusiones y comentarios personales surgidos a partir de la elaboración de la metodología y los resultados de la misma.

2 Descripción de los reactores nucleares de tercera generación

2.1 Evolución de la energía nuclear comercial

El uso pacífico de la energía nuclear comenzó aproximadamente en 1950, con los llamados reactores prototipo, los cuales fueron la primera generación de reactores nucleares de fisión controlada entre los que destacan principalmente 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 70s y que actualmente están en operación comercial (reactor de agua en ebullición (BWR), reactor de agua a presión (PWR), reactor canadiense de agua pesada (CANDU) y los reactores rusos, entre otros). 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 entraran en operación para el año 2030. La Figura 2.1 muestra la evolución de las diferentes generaciones de reactores nucleares desde 1950.



* El PBMR puede ser considerado de Generación III y/o de Generación IV

Figura 2.1. Evolución de los reactores nucleares

2.2 Reactores nucleares de tercera generación

A finales del siglo pasado, entraron en operación comercial los primeros reactores de tercera generación. Estos reactores tienen características técnicas que superan a los reactores comerciales de segunda generación. Sus costos de inversión son inferiores y sus tiempos de construcción también. Sus factores de disponibilidad son superiores. La energía

extraída por unidad de masa de combustible es superior. Las eficiencias termodinámicas fueron mejoradas. Los sistemas de seguridad tienen mejoras considerables y a la vez son más simples porque se apoyan en fenómenos naturales aplicados a los llamados sistemas pasivos. Algunos se apoyan en sistemas activos de seguridad en forma redundante y todos estos reactores aplican la filosofía de defensa en profundidad.

De un conjunto de aproximadamente quince reactores nucleares de tercera generación y bajo sus características de disponibilidad a nivel mundial, de su estado de avance tecnológico, y bajo el supuesto de entrar en operación comercial para el año 2015, se escogieron los cinco reactores siguientes:

1. El Reactor Avanzado de Agua en Ebullición (ABWR – Advanced Boiling Water Reactor)
2. El Reactor Económico Simplificado de Agua en Ebullición (ESBWR – Economic Simplified Boiling Water Reactor)¹
3. El Reactor Avanzado Presurizado 1000 (AP1000 – Advanced Pressurized 1000)
4. El reactor Europeo de Agua Presurizada (EPR – European Pressurized Reactor)
5. El Reactor Modular de Cama de Esferas (PBMR – Pebble Bed Modular Reactor).

A continuación se presenta una breve descripción de ellos.

2.3 Reactor ABWR

El reactor ABWR es de tercera generación, evolucionó a partir del reactor BWR (Boiling Water Reactor) del cual operan actualmente 90 reactores en el mundo. El diseño ABWR fue certificado en 1997 por la Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos de América (NRC) [2]. Es desarrollado por General Electric (GE), Hitachi Ltd. y Toshiba Corp. Actualmente existen 4 unidades en Japón, que iniciaron operación en 1996, 1997, 2005 y 2006 y son operadas por Tokio Electric Power Company (TEPCO). Además, actualmente se tienen 10 reactores planeados en China y Japón y dos planeados para South Texas Project. El ABWR describe un ciclo Rankine directo y presenta una potencia eléctrica de 1280 a 1385 MW. Sus principales características de seguridad son: barras de control de movimiento fino, bombas internas de recirculación y cuatro sistemas de seguridad completamente independientes y redundantes. La tecnología de construcción es modular y paralela.

2.3.1 Descripción general

El ABWR describe un ciclo Rankine. La energía procedente de la ruptura de los núcleos de uranio 235 se usa para convertirla en energía eléctrica en la forma siguiente:

Se hace circular agua a través del núcleo del reactor, donde el calor procedente de las reacciones nucleares es transferido al agua que sufre un cambio de fase de líquido a vapor;

¹ Recientemente se ha cambiado el Evolutionary Simplified Boiling Water Reactor

el cual pasa por unos separadores de vapor y luego por unos secadores antes de abandonar la vasija del reactor para ir directamente a la turbina donde se expande, acción que hace girar el eje de la turbina, el cual está acoplado a un generador; mismo que está conectado a una subestación y ésta a su vez está conectada a la red de transmisión. El vapor que sale de la turbina pasa por un condensador donde sufre un cambio de fase de vapor a líquido y el agua que sale del condensador atraviesa una serie de filtros para después ser nuevamente inyectada a la vasija del reactor por la acción de una bomba de alimentación, comenzando nuevamente el ciclo, ver la figura 2.2.

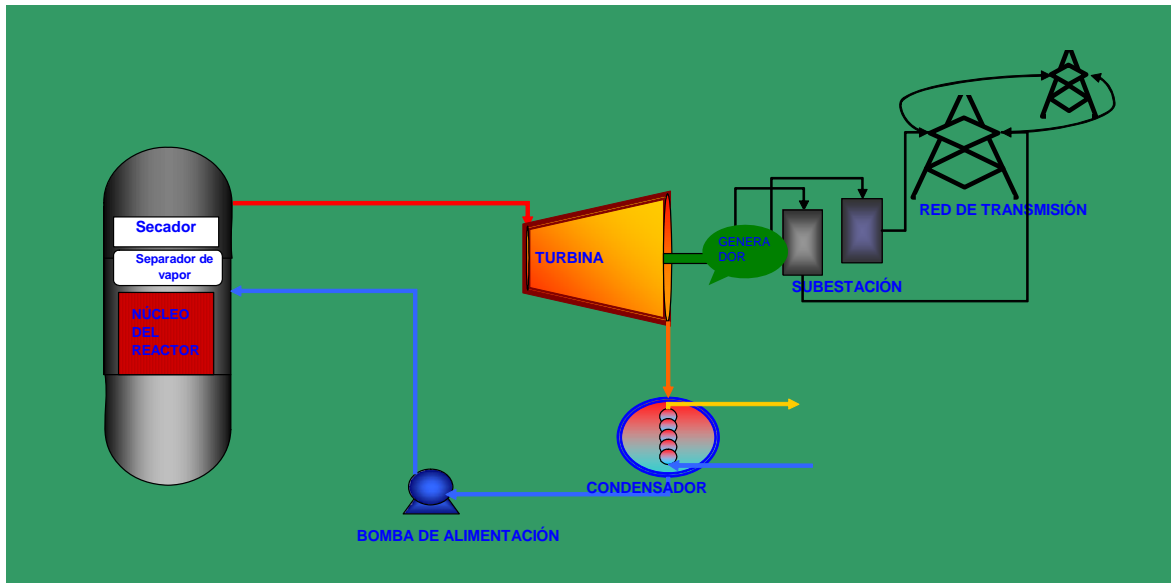


Figura 2.2 Ciclo directo de vapor para un BWR convencional.

El ABWR difiere del BWR convencional en varios aspectos, los cuales son:

El volumen que ocupa la planta es el 70% del que ocupa un BWR convencional, característica que reduce tiempo y costo de construcción. El mecanismo de barras de control es de movimiento fino, característica que permite tener una inserción al 100% en 2.8 segundos [3]. Existen sistemas de control de fibra óptica y un cuarto de control avanzado.

En la figura 2.3 se observan los principales componentes y sistemas de un ABWR; como los sistemas de enfriamiento del núcleo, sistemas de control de la vasija para regular la potencia del reactor, edificio de contención, bombas internas de recirculación, ciclo de vapor, refrigeración de la contención y el sistema de remoción de calor residual.

En la figura 2.4 se observa la planta ABWR completa, destacando sus principales componentes como la vasija del reactor (núcleo, barras de control de movimiento fino y bombas internas); cuarto de control e instrumentación del reactor, y sistemas de enfriamiento del reactor.

2.3.2 Principales características del ABWR

El reactor ABWR cuenta con las siguientes características de diseño: una potencia nominal de 1356 MWe, bombas internas de recirculación; barras de control de movimiento fino; sistemas de control multiplexables de fibra óptica. Ciclo de vida de 60 años; tiempo de construcción de 50 meses desde el primer concreto hasta operación comercial [5]; tiene un costo overnight de 1000-1400 \$/MWe; tiene un factor de disponibilidad del 87%; su intervalo de recarga de combustible es cada 24 meses; el límite de dosis de radiación a la que se encuentra expuesto el personal es de 1 man-Sv/año.

El núcleo del reactor cuenta con 872 ensamblajes de combustible con uranio enriquecido y 205 barras de control de forma cruciforme con mecanismo de movimiento fino, la altura efectiva del núcleo es de 3.7 m, la altura efectiva de la vasija es de 21.1 m maneja un inventario de agua de 88 m³. [6]

2.3.3 Aspectos de seguridad

En el aspecto de la seguridad, el ABWR presenta las siguientes características:

Bombas internas de recirculación, esto permite la reducción de las soldaduras de la vasija del reactor hasta en un 50% ya que la tubería y soportes del sistema primario han sido eliminados con respecto al BWR.

El acero usado del sistema primario es hecho de un material de grado nuclear (bajo en aleación de carbono), el cual es resistente a las tensiones por corrosión intergranular.

Barras de control de movimiento fino (FMCRD), son impulsadas hidráulicamente pero pueden ser impulsadas también por un motor eléctrico de respaldo. Durante una salida de operación sólo es necesario remover 3 impulsores, lo cual implica grandes ahorros de tiempo. Adicionalmente, el FMCRD tiene una purga continua con agua limpia para mantener la radiación en niveles bajos.

La instrumentación y el sistema de control del ABWR fueron diseñados para realizar las operaciones de la planta, de forma manual y automática. El ABWR usa controles digitales conectados al equipo de la planta. Sensores y operadores controlan a través de un sistema de multiplexión y fibra óptica que reduce la cantidad de equipo y material de construcción de la planta, eliminando 1.3 millones de ft³ (36811.9 m³) de cables y 135000 ft³ (3822.8 m³) de bandejas de cable. Usa microprocesadores y dispositivos de estado sólido en las redes de control, reduciendo el número de gabinetes de seguridad en el cuarto de control de 17 a 3[7].



Figura 2.4 Principales componentes de una planta nucleoelectrica ABWR.

Imagen tomada de: Advanced Boiling Water Reactor (ABWR), Control Rods and Control Rod Drive, TOSHIBA Corporation, 2001-2006.

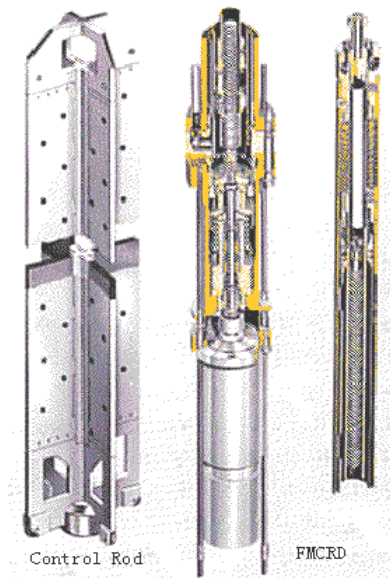


Figura 2.5 Sistema de Barras de Control de Movimiento Fino (FMCRD)²

La planta entera puede ser controlada desde una consola. Los paneles en la sala controlan los sistemas de seguridad de la Isla Nuclear y el balance de la planta. La terminal del cuarto de control (Control Room Terminal) permite al operador llamar a cualquier sistema, subsistema y componente con sólo tocar una pantalla. Es posible manejar un sistema entero mediante una orden del sistema maestro, el cual tiene las siguientes funciones:

- 1) Mejora la comunicación hombre-máquina.
- 2) Automatiza las operaciones de la planta.
- 3) Simplifica el sistema de monitoreo de neutrones.
- 4) Reduce el número de instrumentos nucleares calientes.
- 5) Sistema de seguridad de falla tolerante, lógica y control.
- 6) Medidas y control digital estandarizado.
- 7) Señales de control de la planta multiplexables.

Otra característica única del ABWR es su sistema simplificado activo de seguridad. El ABWR tiene cuatro divisiones completamente independientes y redundantes de sistemas de seguridad que están mecánicamente separadas y no tienen conexiones comunes como en el BWR. Están aisladas electrónicamente de modo que cada división tiene acceso a las fuentes redundantes de alimentación y para añadir seguridad, tienen su propio generador diesel de

² Imagen tomada de: Advanced Boiling Water Reactor (ABWR), Control Rods and Control Rod Drive, TOSHIBA Corporation, 2001-2006.

emergencia. Las divisiones están físicamente separadas por paredes resistentes al fuego, cada una está localizada en un cuadrante diferente del edificio del reactor. Un incendio, una inundación o la pérdida de potencia que incapacitarían una división no tienen ningún efecto sobre la capacidad de los otros sistemas de seguridad.

Cada división contiene tanto sistemas de alta como de baja presión y cada una tiene su propio intercambiador de calor dedicado a controlar la refrigeración del núcleo y retirar el calor de decaimiento. Uno de los sistemas de alta presión es el enfriador de aislamiento del núcleo del reactor (RCIC), el cual es impulsado por el vapor del reactor y brinda la protección necesaria cuando suceda un apagón en la subestación.

Gracias a los sistemas de seguridad, el número de salidas de operación de la planta se ha reducido enormemente (a menos de una vez por año). En caso de un accidente por pérdida de refrigerante, la respuesta de la planta ha sido totalmente automatizada y no requiere la acción de un operador durante 72 horas, la misma capacidad que para las plantas con sistemas pasivos.

El ABWR está equipado con dispositivos para mitigar de manera pasiva las consecuencias de un accidente severo. Uno de éstos es un sistema que automáticamente inunda el área de la contención, por debajo de la vasija del reactor, en caso de que el núcleo pierda su configuración y caiga al piso. El calor emitido por radiación de los restos del núcleo funde una válvula tipo fusible, liberando agua de la alberca de supresión del ABWR. Esto enfría los restos del núcleo y limita la cantidad de gases no condensables, los cuales son producidos por la reacción núcleo-concreto. El ABWR también incluye un sistema que previene una falla catastrófica en la contención. Cuando la presión en la contención se acerca a los límites de diseño, un disco de ruptura, situado en el respiradero, se abre. Esto crea un paso desde el espacio de aire arriba de la alberca de supresión hacia la atmósfera, para que el vapor y el calor sean liberados hasta que el operador cierre manualmente las válvulas en el respiradero. De esta forma la mayoría de productos de fisión son retenidos en la alberca de supresión.

2.3.4 Resumen

Para finalizar esta sección, se presentan sus características en una tabla con el objetivo de tener una visión más clara de este tipo de tecnología y poder realizar la tarea de evaluación de la misma a partir de sus datos característicos en cuanto a parámetros técnicos, de operación, del combustible y de seguridad e impacto ambiental, para compararlos con las otras tecnologías y poder determinar cual de los reactores seleccionados es la mejor opción que contribuya al desarrollo del sistema eléctrico mexicano, ver la tabla 2.1.

Una de las principales ventajas de este tipo de tecnología, es su estado de avance, ya que es el único reactor de tercera generación que se encuentra en operación comercial en el mundo dándole la ventaja de poseer una tecnología probada y madura. Sus principales desventajas son, tener un factor de disponibilidad relativamente bajo, una eficiencia baja y el quemado de su combustible también bajo con respecto a los reactores ESBWR, AP1000, EPR y PBMR.

Tabla 2.1 Datos técnicos del ABWR

Reactor Nuclear Avanzado ABWR		
Potencia eléctrica	1356	MWe
Potencia térmica	3926	MWt
Eficiencia termodinámica	34.5	%
Tiempo de construcción	50	meses
Tiempo de vida	60	Años
Factor de disponibilidad	87	%
Licenciamiento	May-97	NRC USA
Núcleo del Reactor		
Altura del reactor	3.71	M
Diámetro del núcleo	5.16	M
Ensamblados de combustible	872	
Densidad de potencia	50.6	kW/l
Combustible		
Combustible	UO ₂ , UO ₂ -Gd ₂ O ₃	
Enriquecimiento	3.95	%
Quemado de combustible	46.5	GWd/ton
Frecuencia de daño al núcleo (CDF)	2x10 ⁻⁷	valor/año
Frecuencia de grandes liberaciones tempranas (LERF)	2x10 ⁻⁸	valor/año
Sistemas de Control		
Barras de control de movimiento fino y forma de cruz.	205	
Veneno quemable	Gd ₂ O ₃	
Sistema primario de refrigeración		
Presión de las bombas del sistema primario de alimentación	71.68	MPa
Temperatura del agua de alimentación	215.5	°C
Temperatura del vapor de salida	287.4	°C
Bombas de recirculación	10	
Flujo másico	52,200	t/hr
Vasija del reactor		
Altura interna	21	M
Diámetro	7.1	M
Espesor de la pared	17.4	Cm
Contenedor		
De tipo concreto reforzado.		
Presión de diseño	0.31	MPa
Altura	36.1	M
Diámetro interno	29	M
Turbina		
Potencia	1381	MWe
Velocidad	1500	Rpm
Presión de entrada	6.79	MPa
Temperatura de entrada	283.7	°C

2.4 Reactor ESBWR

El ESBWR es un reactor de tercera generación avanzado. Evolucionó a partir de las tecnologías ABWR y del Reactor Simplificado de Agua en Ebullición, SBWR (Simplified Boiling Water Reactor), modelo discontinuado. Los tres reactores desarrollados por la compañía norteamericana General Electric. El ESBWR se precertificó por la NRC a mediados del 2005 y se espera su certificación entre los años 2007 y 2009[8]. Este reactor, lo mismo que el ABWR, describe un ciclo Rankine directo. Dentro de sus principales características, tiene una potencia eléctrica de 1390 a 1560 MW, usa sistemas pasivos de seguridad, los cuales aprovechan fenómenos naturales como la fuerza de gravedad y gradiente de densidades del agua para regular la presión y remover el calor en la vasija del reactor, sistemas que le permitieron la eliminación total de las bombas de recirculación.

2.4.1 Descripción general

El ESBWR describe un ciclo Rankine directo, lo mismo que el ABWR, por lo tanto se recomienda leer el capítulo anterior y ver la figura 2.2 ya que el ESBWR es un diseño evolutivo que tiene como antecesores a los BWR y por lo tanto comparte muchas características con este tipo de reactores, entre ellas el principio de funcionamiento, aunque con el ABWR comparte la mayor parte de características algunas de las cuales son las siguientes:

- 1) Los materiales y la química del agua.
- 2) Mecanismo de barras de control de movimiento fino.
- 3) Transmisión de datos por fibra óptica multiplexable.
- 4) Diseño del cuarto de control.
- 5) Disposición de la planta para la facilidad de mantenimiento.
- 6) Tecnología de la contención de concreto reforzado.
- 7) Respiraderos horizontales de supresión de presión.
- 8) Características pasivas de mitigación de accidente severo.
- 9) Tecnologías de disposición de desechos.
- 10) Métodos analíticos y códigos computarizados.
- 11) Tecnología de mantenimiento e información.

Otras de las características del ESBWR son, diseño modular, disminución del tiempo de construcción, mismo que abarca un intervalo de 46 meses desde el primer concreto hasta la entrada en operación comercial de la planta. Los sistemas pasivos de seguridad disminuyen el tamaño de edificios y el número de sistemas. El tiempo de vida de la planta es de 60 años y el quemado del combustible de 50 GWd/ton[7].

2.4.2 Características especiales del ESBWR

El ESBWR presenta características nuevas, en relación a los reactores que le anteceden y su filosofía es: “Evolución hacia la simplicidad”. Es decir presenta mecanismos que aprovechan las fuerzas naturales, y como resultado se eliminan componentes y mecanismos activos, lo que se traduce en un diseño más simple que ahorra sistemas y disminuye el volumen total de los edificios, ver las figuras 2.6, 2.7, y 2.8.

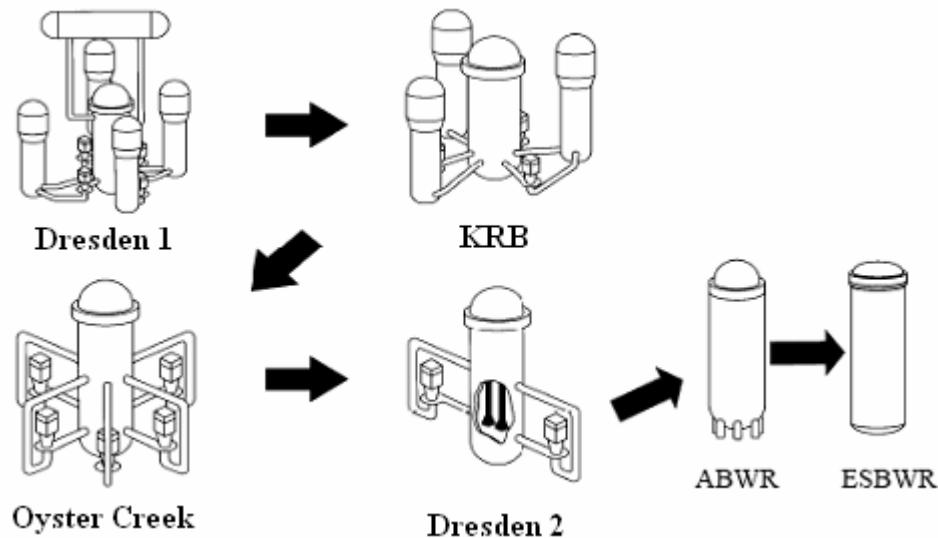


Figura 2.6 Evolución de la vasija del reactor de los BWRs.[9]

En la figura 2.6 se observa la evolución de la vasija del reactor para los reactores de agua en ebullición, los primeros modelos de los BWR, se emplearon para el programa de submarinos nucleares. El reactor tipo Dresden 1 es el primer reactor comercial de esta cadena y entró en operación en 1960, le siguió en la evolución el reactor KRB, posteriormente en 1969 entró en operación el reactor Oyster Creek con la novedad de la eliminación de los generadores de vapor y la introducción de cinco bombas de recirculación externas. En la vasija se incluyeron los dispositivos de separación y secado de vapor. El Dresden 2 entró en operación en 1971, presenta la reducción a 2 bombas de recirculación y la adición de las bombas a chorro. El reactor ABWR entró en operación comercial en el año 1997 y presenta novedades como bombas de recirculación internas y al final se encuentra el ESBWR que aún se encuentra en desarrollo y que presenta las novedades de haber eliminado completamente las bombas de recirculación, características que disminuyen los accidentes por pérdida de refrigerante y por consecuencia se incrementa la seguridad en el núcleo.

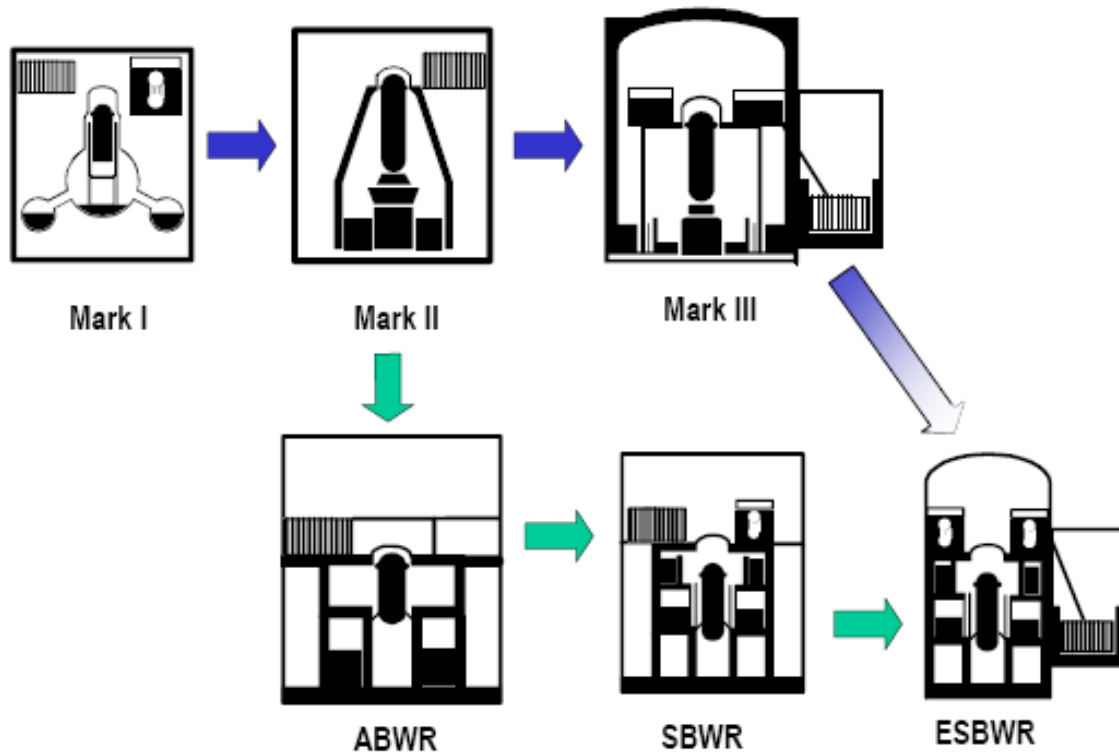


Figura 2.7 Evolución de los contenedores de los BWRs [9]

La figura 2.7 muestra la evolución de los contenedores de los reactores de agua en ebullición. Los primeros contenedores fueron de forma esférica, al igual que para los PWR actuales. Sin embargo rápidamente se emigró al diseño de contenedor de supresión de presión, ya que cuenta con muchas ventajas como:

- Alta capacidad de calor.
- Más baja presión de diseño.
- Habilidad superior para acomodar una despresurización rápida.
- Habilidad única para filtrar y retener productos de fisión.
- Diseño compacto y simplificado.

El diseño tipo Mark I fue el primero de los nuevos diseños, el toro usado para almacenar gran cantidad de agua le da su forma característica de foco. El diseño cónico del Mark II tiene un arreglo menos complicado, un rasgo distintivo es su gran espacio de pozo seco, que provee más espacio al vapor y a la tubería del ECCS. El Mark III es ampliamente usado en el mundo con los reactores BWR/5 y BWR/6, este contenedor posee una estructura de cilindro circular recto que es fácil de construir, además tiene grandes espacios para introducir equipo para actividades de mantenimiento. El contenedor del ABWR es mas pequeño que el Mark III, debido a la eliminación de los lazos externos de recirculación. La estructura es hecha de concreto reforzado. EL contenedor del ESBWR presenta sistemas pasivos de seguridad que le permiten mitigar accidentes por pérdida de refrigerante. Tales sistemas están basados en la fuerza de gravedad y la termofluencia a cusa del gradiente de

densidades y sus dispositivos son intercambiadores de calor y niveles en el inventario de agua, ya que el ESBWR maneja mayor inventario de agua, además que las disposición y dimensiones geométricas de la vasija y del núcleo, ya que su vasija es más alta y su núcleo más corto, ver la tabla 2.2.

Como consecuencia de la introducción de los sistemas pasivos de seguridad en el reactor ESBWR, se eliminaron sistemas activos de seguridad y por lo tanto se disminuyó el volumen de edificios y sistemas. Una planta ESBWR, ocupa menos de la mitad de espacio que una SBWR, ver la figura 2.8.

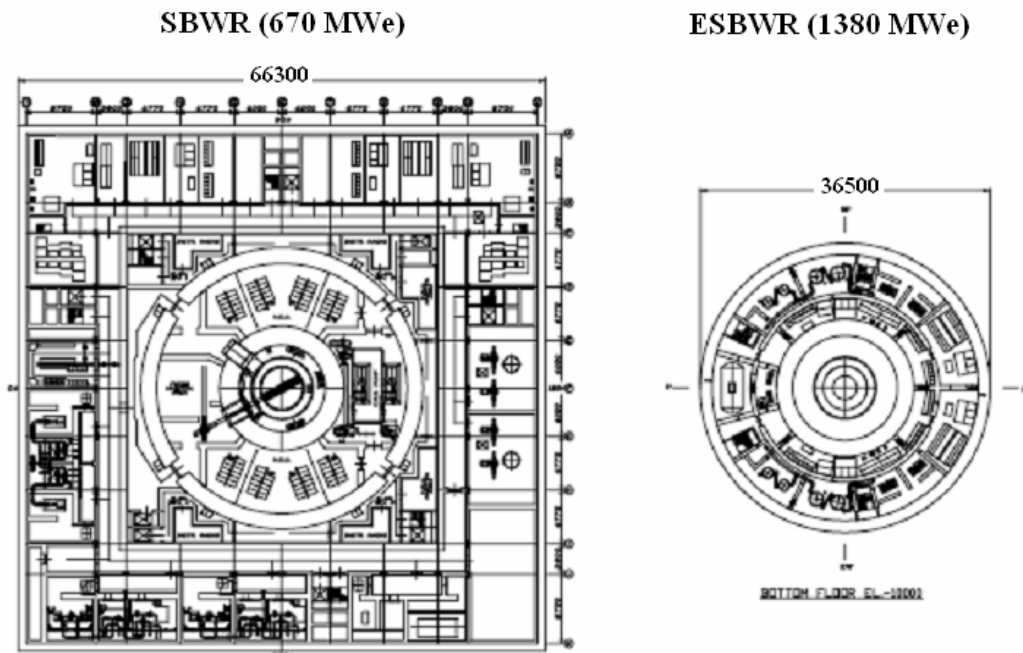


Figura 2.8 Reducción significativa de volúmenes del SBWR al ESBWR [9]

Tabla 2.2 Comparación de los principales parámetros de los BWRs [9]

2.4.3 Aspectos de seguridad

Las principales características del reactor ESBWR, son los sistemas pasivos de seguridad. Dichos sistemas aprovechan los fenómenos naturales como la fuerza de gravedad y circulación natural del agua a causa del gradiente de densidades, para extraer el calor

F
e
r
é
r
e
t

generado en el núcleo del reactor y aliviar sobrepresiones.

Los principales sistemas de seguridad son 4, mismos que a continuación son descritos:

1) Sistema de despresurización automática (ADS): Consiste en 10 válvulas de alivio de seguridad (RSV), montadas en la parte superior de las líneas principales de vapor que descargan el vapor a la piscina de supresión y 8 válvulas de despresurización (DPVs) que descargan el vapor al pozo seco.

2) Sistema de refrigeración mediante manejo de gravedad (GDSCS): El aporte por gravedad de los flujos de agua dentro de la vasija después del ADS, despresuriza la vasija del reactor. La capacidad de la Piscina del GDSCS está determinada primeramente por las consideraciones geométricas del contenedor. El ADS y el GDSCS son sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo de la planta (ECCS).

3) Sistema de Condensador Aislado (ICS): El ICS remueve el calor de decaimiento del reactor, durante eventos transitorios involucrando el apagado súbito del reactor y de la planta. El ICS consiste de cuatro lazos independientes de alta presión, cada uno tiene un intercambiador de calor que condensa el vapor. Los intercambiadores de calor están en una gran alberca fuera de la contención. El sistema usa circulación natural para remover el calor de decaimiento.

4) Sistema Pasivo de enfriamiento de la contención (PCCS): El PCCS remueve el calor de la parte interna del contenedor siguiendo a un accidente de pérdida de refrigerante (LOCA). El sistema consiste de cuatro lazos de baja presión relacionados a la seguridad. Cada lazo tiene un intercambiador de calor abierto al contenedor, una línea de desagüe y una línea de descarga de venteo sumergida en la piscina de supresión. Los cuatro intercambiadores de calor, son similares en diseño a los condensadores de aislamiento, están localizados en albercas de enfriamiento fuera de la contención. El límite de presión del PCCS es menor que 40 psia (2.7 MPa).

Por los sistemas de seguridad pasivos mencionados anteriormente, es difícil que el ESBWR sufra algún accidente severo y por lo tanto su frecuencia de daño al núcleo y frecuencia de accidentes es menor que la del ABWR, las figuras 2.9 y 2.10 presentan el comportamiento de el nivel de agua por encima de la parte superior del núcleo activo en función del tiempo seguido a una ruptura típica y la relación de presiones en función del tiempo.

Se observa que en una rotura típica, el nivel de agua más bajo para el ESBWR es de aproximadamente 3 metros por encima de la parte superior del combustible activo.

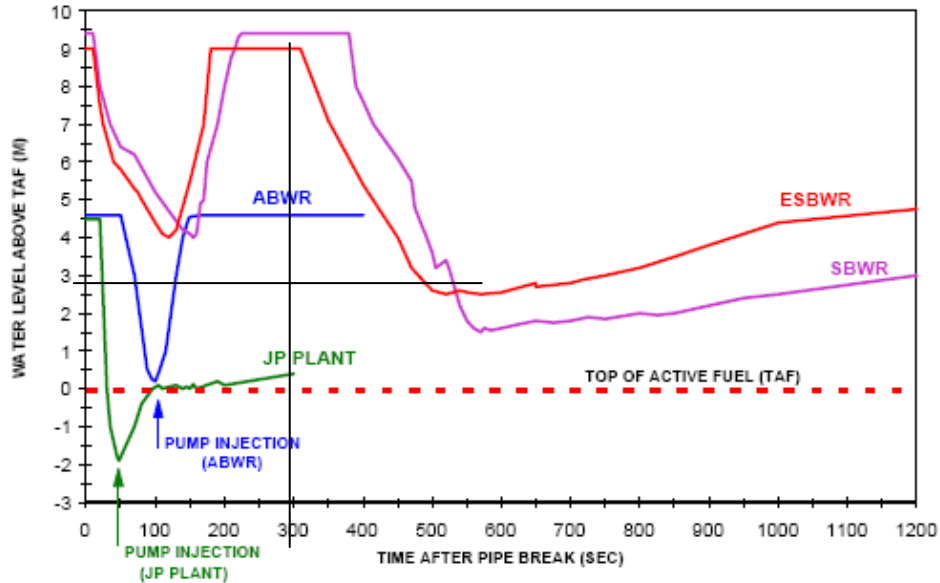


Figura 2.9 Nivel de agua sobre la parte superior del combustible activo que sigue una ruptura típica [9]

Después de una ruptura de tubería, se tiene que para el reactor ESBWR, durante los primeros 100 segundos el nivel de agua en la vasija desciende apreciablemente, durante los siguientes 80 segundos el nivel se recupera hasta su nivel normal y así permanece durante los siguientes 120 segundos y después desciende apreciablemente durante 200 segundos hasta llegar a un mínimo 2.5 m por encima del núcleo activo, posteriormente se observa una recuperación paulatina del nivel de agua siempre por encima del núcleo activo. El ESBWR muestra un comportamiento más seguro que los reactores ABWR y SBWR.

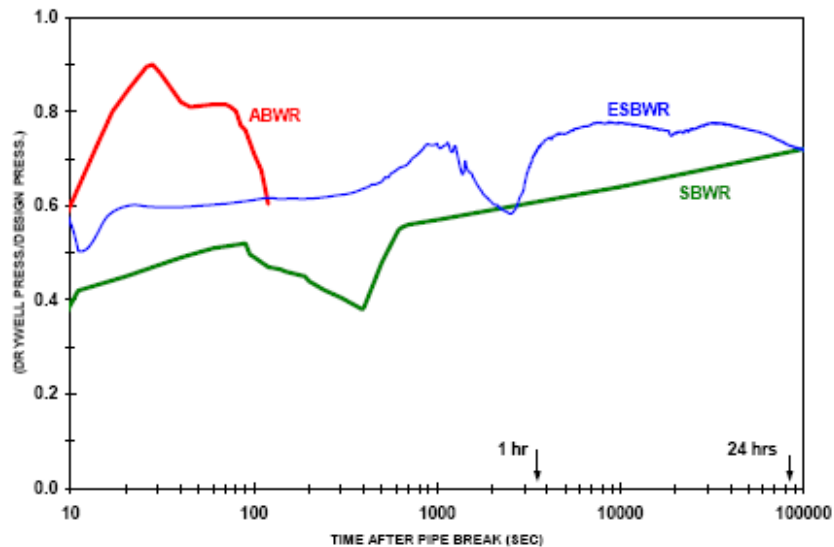


Figura 2.10 Relación entre la presión en el pozo seco y la presión de diseño después del rompimiento en la tubería [9]

En caso de una ruptura en la tubería se observa que la presión en el pozo seco nunca sobrepasa la presión de diseño.

2.4.4 Resumen

Como resumen se presenta el cuadro de los principales parámetros del ESBWR, donde destacan los sistemas pasivos de seguridad, la mayor cantidad de ensambles de combustible, su diseño modular, mayor cantidad de energía extraída al combustible en comparación con el ABWR, y un mayor inventario de agua, ver la tabla 2.3.

Tabla 2.3 Datos técnicos del ESBWR.

Reactor ESBWR		
Potencia térmica	4000	MWt
Potencia eléctrica	1390	MWe
Eficiencia de la planta	34.7	%
Tiempo de construcción	46	meses
Tiempo de vida	60	años
Factor de disponibilidad	92	%
Licenciamiento	pre-certificación	-
Núcleo		
Enriquecimiento del combustible	4.2	%
Refrigerante	Agua Ligera	
Moderador	Agua Ligera	
Tiempo de operación del ciclo	12 - 24	meses
Fuera de servicio	14	días
Porcentaje de combustible reemplazado	20-42	%
Quemado de combustible	50	GWd/ton
No. Ensamblés de combustible	1132	
No. Barras de control	121	
No. líneas de vapor	4	
No. de trenes de agua de alimentación	2	
Frecuencia de daño al núcleo	3×10^{-8}	valor/año
Frecuencia de grandes liberaciones tempranas	1×10^{-9}	valor/año
Parámetros del contenedor		
Presión de diseño	8.6	MPa
Temperatura de diseño	302	°C
Temperatura de operación	288	°C
Presión a operación nominal	7.17	MPa
Parámetros de la turbina y agua de alimentación		
Temperatura de entrada y salida de la turbina	284/34	°C
Presión de entrada y salida de la turbina	6.8/0.005	MPa
Temperatura del agua de alimentación	216	°C
Presión del agua de alimentación	7.2	MPa
Tasa de flujo másico de vapor	8.76×10^6	kg/h
Flujo de agua de alimentación	172	m ³ /min
Desechos generados anualmente		
Intermedio y bajo nivel	1765	ft ³
Alto nivel	50	Ton métricas

2.5 Reactor EPR

El Reactor Europeo de Agua Presurizada, en adelante EPR (European Pressurized Water Reactor), modelo de tercera generación desarrollado por la compañía francoalemana AREVA surge como resultado de la combinación las tecnologías: Reactor N4 francés y Reactor Konvoi alemán, ambos diseños basados en el reactor de agua a presión (PWR), cuya tecnología es la más usada a nivel mundial, ya que actualmente existen 209 reactores en operación comercial de un total mundial de 440 [10].

El EPR; tiene una potencia de 1600 MWe y una eficiencia del 36%, cuenta con sistemas activos de seguridad y colocación estratégica de edificios, además de blindajes para cualquier evento interno o externo que ponga en riesgo la integridad del núcleo.

2.5.1 Descripción general

Al igual que un PWR convencional, el EPR describe un ciclo Rankine en un arreglo de 4 lazos, es decir, el calor extraído por el agua en el núcleo, es enviado a 4 generadores de vapor, donde la sustancia de trabajo (agua) es evaporada y enviada directamente al arreglo turbina, generador, subestación y red de transmisión. El vapor que sale de la turbina pasa por el condensador donde sufre un cambio de fase de vapor a líquido. El agua que sale del generador de vapor es nuevamente enviada al núcleo, para comenzar el ciclo nuevamente, ver figura 2.11.

Los principales componentes del sistema EPR son: la vasija del reactor, 4 generadores de vapor, 1 presurizador, turbinas de alta y baja presión, un alternador, un condensador, precalentadores y bombas de circulación ver figura 2.12.

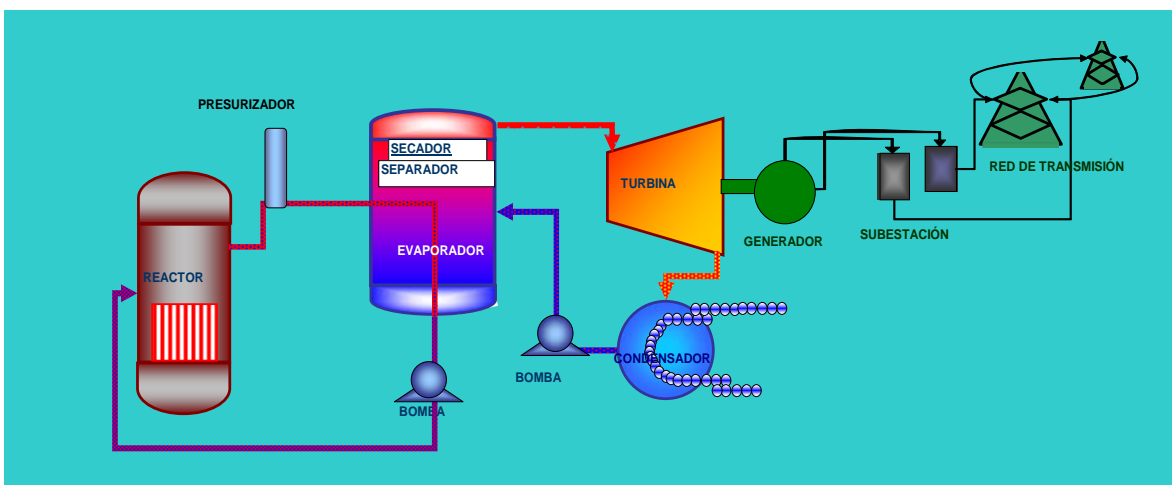


Figura 2.11 Tecnología PWR, describe un ciclo Rankine



Figura 2.12 Disposición de una planta EPR; PWR avanzado de tercera generación [11]

La planta completa, presenta el siguiente arreglo: 1) reactor nuclear; 2) generadores de vapor, 3) presurizador; 4) bombas de refrigerante; 5) edificio del reactor; 6) y 7) espesor de las barreras de contención 8) edificios de salvaguarda del edificio del reactor; 9) edificio del combustible gastado; 10) tanque de confinamiento del combustible fundido; 11) edificios de generadores diesel; 12) edificio de control; 13) edificio de la turbina. Ver las figuras 2.12 y 2.13.



Figura 2.13 Principales componentes de la planta nuclear EPR [11]

El núcleo del reactor usa uranio enriquecido al 5% y puede utilizar combustible reprocesado, el cual es una mezcla de metales pesados como el uranio y el plutonio, y es llamado MOx, en un arreglo 17*17 varillas por cada ensamble de combustible con un total de 241 ensambles, con una altura efectiva de 420 centímetros; el núcleo puede ser cargado completamente con MOx.

El EPR se diseñó para un periodo de vida de 60 años. El tiempo de construcción fluctúa entre 57 y 60 meses. Tiene un factor de disponibilidad del 91 %. En la tabla 2.4 se muestran algunas de las características principales del EPR, el Konvoi y el N4.

Tabla 2.4 Comparación de las principales características de los reactores EPR, N4 y Konvoi [12]

		EPR	N4 Framatome	Konvoi Siemens
Potencia térmica	MWt	4300	4250	3850
Potencia eléctrica	MWe	1600	1450	1400
Eficiencia	%	37	34	34.5
Número de lazos primarios		4	4	4
Número de ensambles de combustible		241	205	193
Tiempo de vida	años	60	40	40

2.5.2 Aspectos de seguridad

Además de los sistemas de seguridad de un reactor PWR convencional, el EPR contiene varias innovaciones con respecto a la seguridad. La vasija del reactor fue diseñada con un número mínimo de soldaduras. El arreglo geométrico o la colocación de los edificios del sistema. Todos están acomodados como si fuesen barreras de contención para proteger al núcleo del reactor, este diseño tipo bunker, además dos barreras de contención de 1.30 m de espesor cada una de concreto reforzado sirven para prevenir cualquier incidente externo, como el choque de un avión o un terremoto.

Cuenta con 4 trenes redundantes de seguridad, distribuidos en cuatro edificios o albercas que rodean al núcleo, cada uno actúa de manera independiente cuando detecta un funcionamiento anormal en el sistema.

En caso de accidente severo, existe un tanque que puede contener todo el material del núcleo, evitando el esparcimiento de productos radiactivos a otras partes del sistema, esto permite tener un mayor control en eventualidades, ya que debido a la fuerza de gravedad y la diferencia de niveles, el material fundido se deposita en la parte inferior del tanque, el cual se encuentra refrigerado para remover el calor residual del núcleo, ver las figuras 2.14, 2.15 y 2.16.

Otra característica es la interfaz gráfica entre las máquinas y los operadores, ya que el cuarto de control está completamente computarizado, aspecto que hace más amigable la operación de la planta con respecto a los PWRs anteriores.

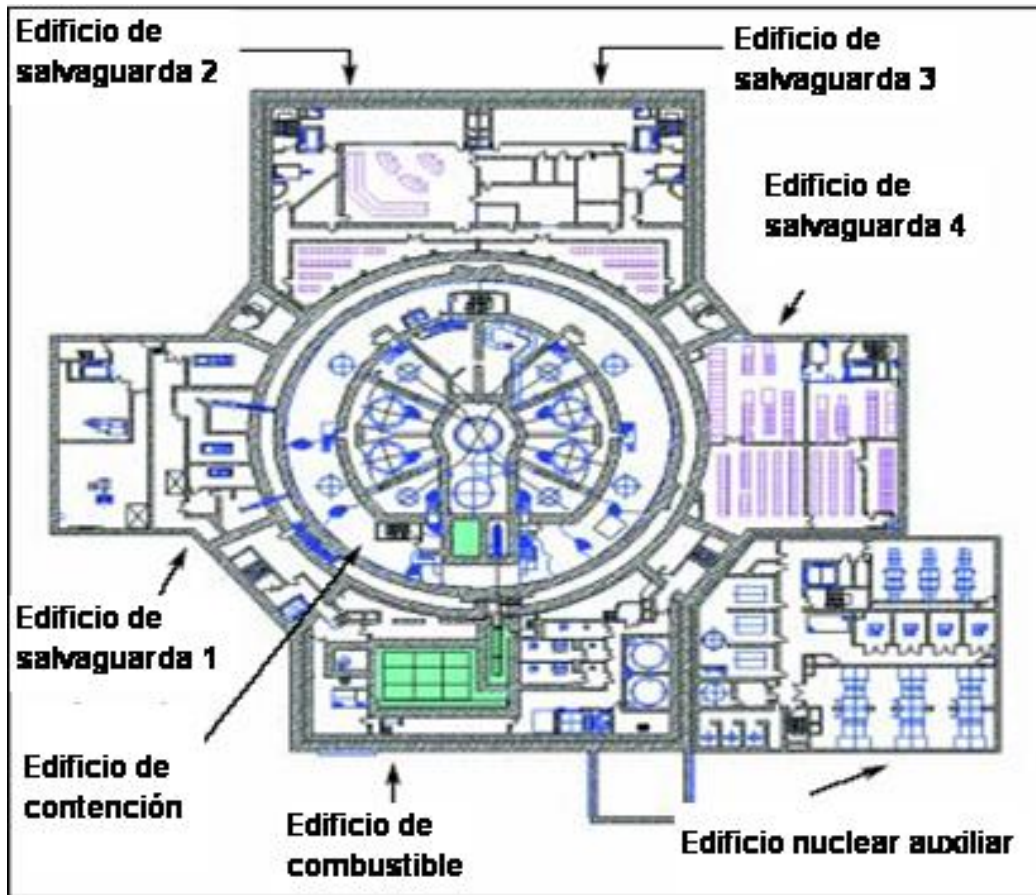


Figura 2.14 Arreglo geométrico de los principales edificios del EPR [18]

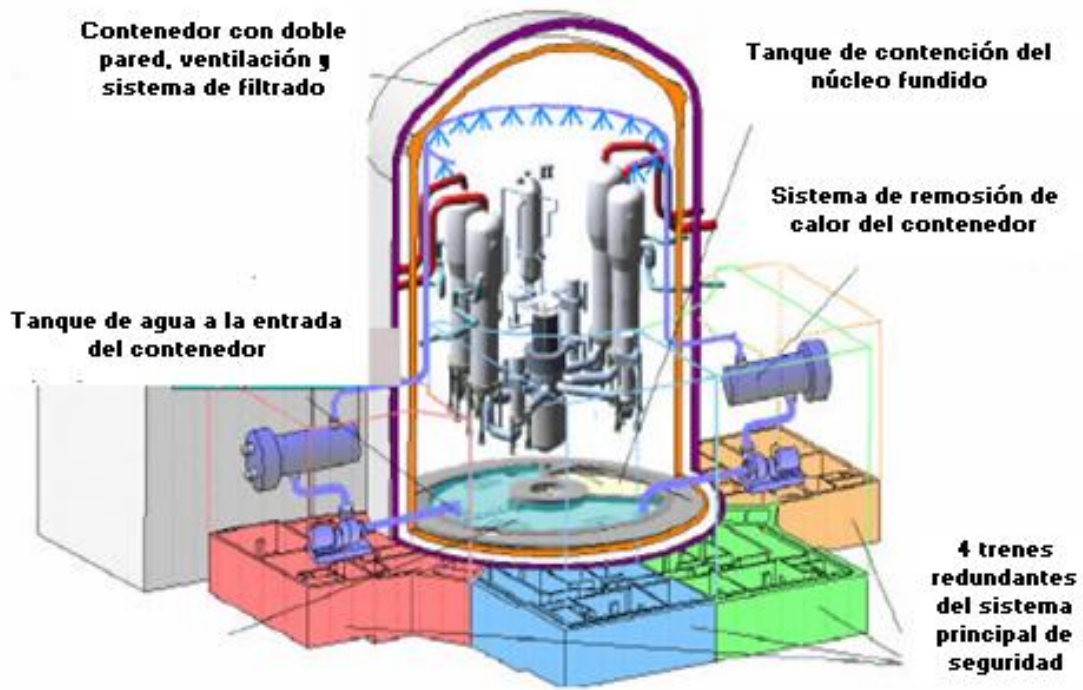


Figura 2.15 Principales sistemas de seguridad del EPR [10]

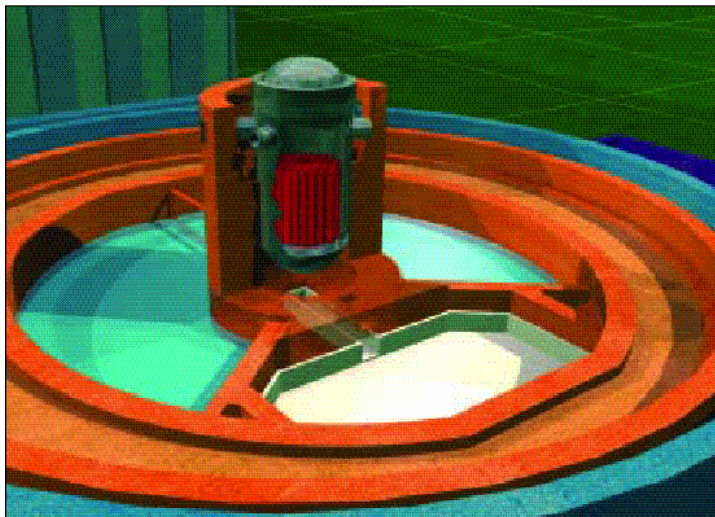


Figura 2.16 Tanque de contención de material radiactivo del núcleo fundido [18]

2.5.3 Resumen

A continuación se muestra un cuadro de los indicadores que componen el sistema EPR y que lo diferencian de otro tipo de tecnologías, destacando su eficiencia (> 36%); el quemado de combustible > 60 GWd/ tonelada; el tiempo de vida 60 años; factor de disponibilidad del 91%; ver la tabla 2.5.

El EPR, tiene una eficiencia elevada, parámetro que le otorga cierta ventaja en comparación con otro tipo de tecnologías PWR. Su desventaja principal, es el tiempo de construcción que oscila entre 57 y 60 meses, mayor al ABWR y al ESBWR y por lo tanto un mayor costo instantáneo de inversión. Sin embargo ya se encuentra en construcción un reactor EPR en Finlandia y se tienen planes de construir otro más en Francia.

Tabla 2.5 Matriz de indicadores del EPR.

Reactor Nuclear Avanzado EPR		
Potencia térmica	4300	MWt
Potencia eléctrica	1600	MWe
Eficiencia de la planta	36-37	%
Tiempo de construcción	60	meses
Tiempo de vida	60	años
Factor de disponibilidad	91	%
Licenciamiento	No aplica	-
Núcleo		
Enriquecimiento del combustible	5	%
Refrigerante	Agua Ligera	
Tiempo de operación del ciclo	18 a 24	meses
Moderador	Agua Ligera	
No Ensamblados de combustible	241	
No. Barras de control	89	
Quemado de combustible	70	GWd/ton
Frecuencia de daño al núcleo (CDF)	1.28×10^{-6}	valor/año
Frecuencia de grandes liberaciones tempranas (LERF)	8.4×10^{-8}	valor/año
Parámetros del contenedor		
Presión de diseño	7.8	MPa
Temperatura de diseño	-	°C
Temperatura de la pierna fría	-	°C
Presión de diseño a operación normal	15.5	MPa
Tasa de flujo por lazo	716	m ³ /pm
Temperatura de diseño de agua de alimentación	315.55	°C
Altura efectiva	420	cm
Presión de vapor principal	7.8	MPa
Flujo de agua de alimentación	28,000	m ³ /h

2.6 Reactor AP-1000

El AP1000 evolucionó a partir del reactor AP-600, el cual a su vez evolucionó del PWR comercial. Todos éstos fueron desarrollados por la compañía norteamericana Westinghouse. El diseño fue licenciado en septiembre del 2004 por la NRC y certificado el 31 de diciembre del 2005.

El AP1000 describe un ciclo Rankine indirecto, lo mismo que el EPR, con una diferencia, sólo tiene dos lazos de generación de vapor. Presenta una potencia eléctrica de alrededor de 1100 MW. Tiene rasgos de seguridad pasiva, los cuales permiten reducir el número de componentes, sistemas y edificios. Su diseño de construcción es modular y por lo tanto reduce significativamente el periodo de construcción de la planta. Puede funcionar con combustible MOx.

2.6.1 Descripción general

El AP-1000 emplea agua como sustancia de trabajo, la cual se calienta en el núcleo del reactor a presión elevada, y después en el evaporador transfiere su energía térmica a otro circuito de agua, donde ésta se evapora, ese vapor de agua va directamente a la turbina, misma que está acoplada a un generador, el cual está conectado a una subestación y ésta a su vez está conectada a la red de transmisión. El vapor de agua que sale de la turbina entra a un condensador y después por medio de bombeo es nuevamente enviado al evaporador. El agua fría que sale del primer circuito es nuevamente inyectada al núcleo del reactor para extraer el calor generado por las reacciones nucleares, ver la figura 2.11.

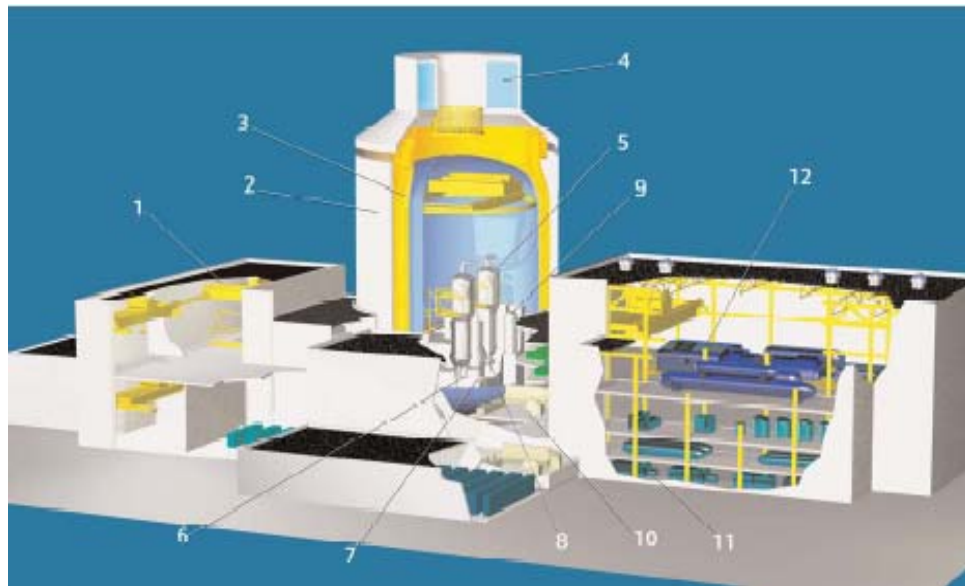
Los principales componentes del AP-1000, son: 2 generadores de vapor, cada uno conectado a la vasija del reactor por un circuito caliente y 2 circuitos fríos; 4 bombas que proporcionan la circulación del refrigerante en el reactor para remover el calor y 1 presurizador conectado a la tubería del circuito frío para mantener subenfriado el sistema de refrigeración del reactor (RCS). Ver la figura 2.17.

El AP-600 y el AP-1000 presentan rasgos de seguridad pasiva (gravedad, circulación natural y gas comprimido); el AP-1000 presenta las siguientes ventajas con respecto al AP-600:

- i. Vasija del reactor más alta.
- ii. Generadores de vapor más grandes.
- iii. Presurizador más grande.
- iv. Altos flujos de refrigerante.
- v. Ensamble de combustible puede operar completamente cargado con MOx [15].
- vi. Diseño modular.
- vii. Tiempo de construcción más corto, aspecto que reduce costos.

Realizando una comparación del AP1000 contra un PWR convencional, se tienen las siguientes ventajas:

Ocupa 50% menos válvulas, 83% menos tubería; 87% menos cableado de control; 35% menos bombas; 50% menos volumen del edificio [16], ventajas que proporcionan seguridad sísmica y ahorro en costos y tiempo de construcción, ver la figura 2.18.



- | | |
|--|------------------------------------|
| 1. Área de manejo de combustible | 7. Vasija del reactor |
| 2. Edificio blindado de concreto | 8. Diseño principal integrado |
| 3. Contenedor de acero | 9. Presurizador |
| 4. Tanque de agua de refrigeración pasiva del contenedor | 10. Cuarto de control principal |
| 5. Generadores de vapor (2) | 11. Bombas de agua de alimentación |
| 6. Bombas de refrigeración del reactor | 12. Condensador de la turbina |

Figura 2.17 Componentes principales del AP-1000 [14]

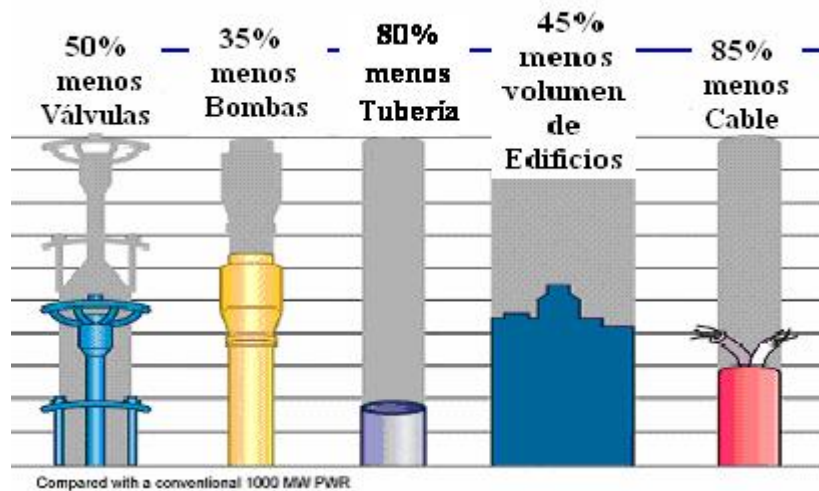


Figura 2.18 Mejoras del AP-1000 con respecto a un PWR convencional [16]

2.6.2 Aspectos de seguridad

El AP1000, como todos los reactores, presenta filosofía de defensa en profundidad, es decir presenta múltiples niveles de defensa para la mitigación de accidentes.

Además de los dispositivos de seguridad de un reactor PWR convencional, como son las barras de control; venenos solubles, y barreras de contención, presenta rasgos de seguridad adicionales, algunos de ellos son: inyección pasiva de seguridad, remoción pasiva de calor residual y refrigeración pasiva del contenedor.

En las figuras 2.19 y 2.20 se muestran sistemas relacionados a la seguridad pasiva del AP1000 son los siguientes:

- **Inyección pasiva de seguridad de emergencia:** Protege la planta contra fugas y rupturas de varios tamaños y sitios, mediante el sistema refrigerante del reactor.
- **Despresurización e inyección de seguridad:** El sistema de refrigeración del núcleo tiene tres fuentes pasivas de agua refrigerante para inyección del núcleo, como tanques de suministro al núcleo (CMT), acumuladores y el tanque de almacenamiento de agua para recarga al interior del contenedor (IRWST). Estas fuentes están conectadas directamente a las toberas de la vasija del reactor.
- **Remoción pasiva de calor residual (PRHR):** El sistema pasivo de refrigeración del núcleo, incluye una capacidad del 100% de remoción de calor residual de forma pasiva por su intercambiador de calor. Está conectado a las líneas de entrada y salida del circuito de refrigeración del núcleo. El PRHR protege a la planta contra transitorios que trastornen el funcionamiento normal de los sistemas de vapor y de agua de alimentación al generador de vapor. Este sistema satisface el criterio de seguridad en lo que se refiere a pérdida de agua de alimentación, rupturas en la línea de agua de realimentación y en líneas de vapor.
- **Refrigeración pasiva de la contenedor:** Proporciona seguridad como el último sumidero de calor de la planta. El calor es removido de la vasija del contenedor por

circulación natural continua de un flujo de aire. Durante un accidente, el aire refrigerante es suplido por la evaporación del agua. El agua es drenada por gravedad de un tanque que está en la parte superior del edificio del reactor.

- **Aislamiento del contenedor:** Ha mejorado, ya que se ha reducido en un 60% el número de penetraciones al contenedor.
- **Mitigación de accidente a largo plazo:** Una ventaja importante del AP1000 con respecto a los PWR actuales, es que la mitigación de un accidente a largo plazo puede ser asegurada por los sistemas pasivos de seguridad sin acción del operador y sin la disponibilidad de fuentes de potencia fuera o dentro del sitio. Para la limitación de accidentes base de diseño, el inventario de refrigerante del núcleo en el contenedor para refrigeración de recirculación y boración del núcleo es suficiente para al menos 30 días, aún si el inventario se pierde a la taza de fuga (del contenedor) base de diseño.
- **Retención de los residuos del núcleo fundido dentro de la vasija:** Provee los sistemas que mantienen los residuos del núcleo fundido dentro de la vasija del contenedor, debidamente refrigerado eliminando el exceso de vapor, para evitar una explosión de vapor, en caso de un accidente severo.

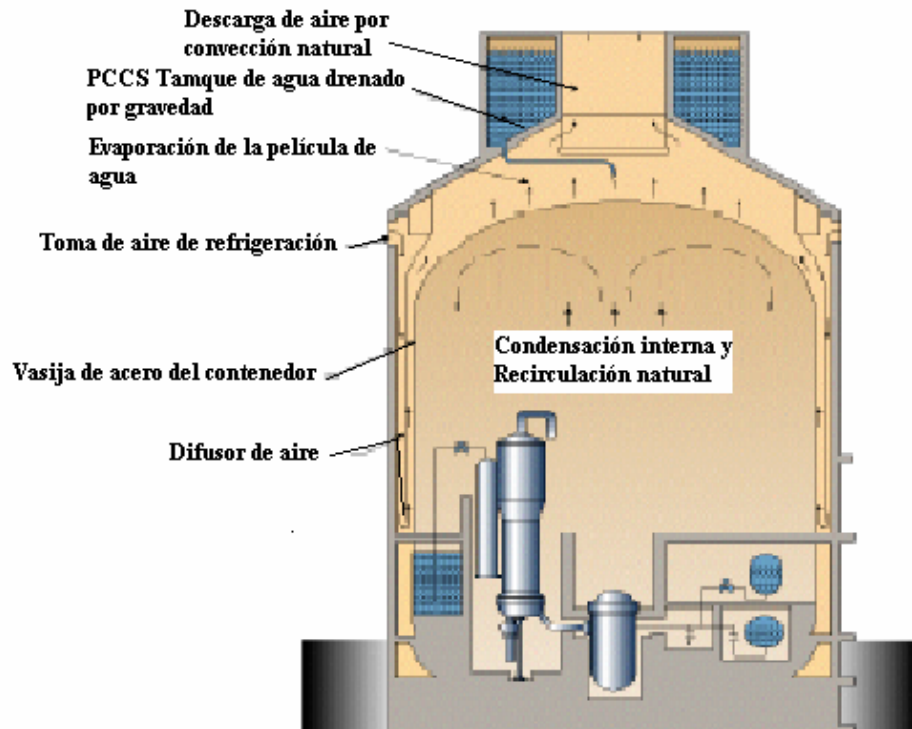


Figura 2.19 Sistema pasivo de refrigeración del contenedor [16]

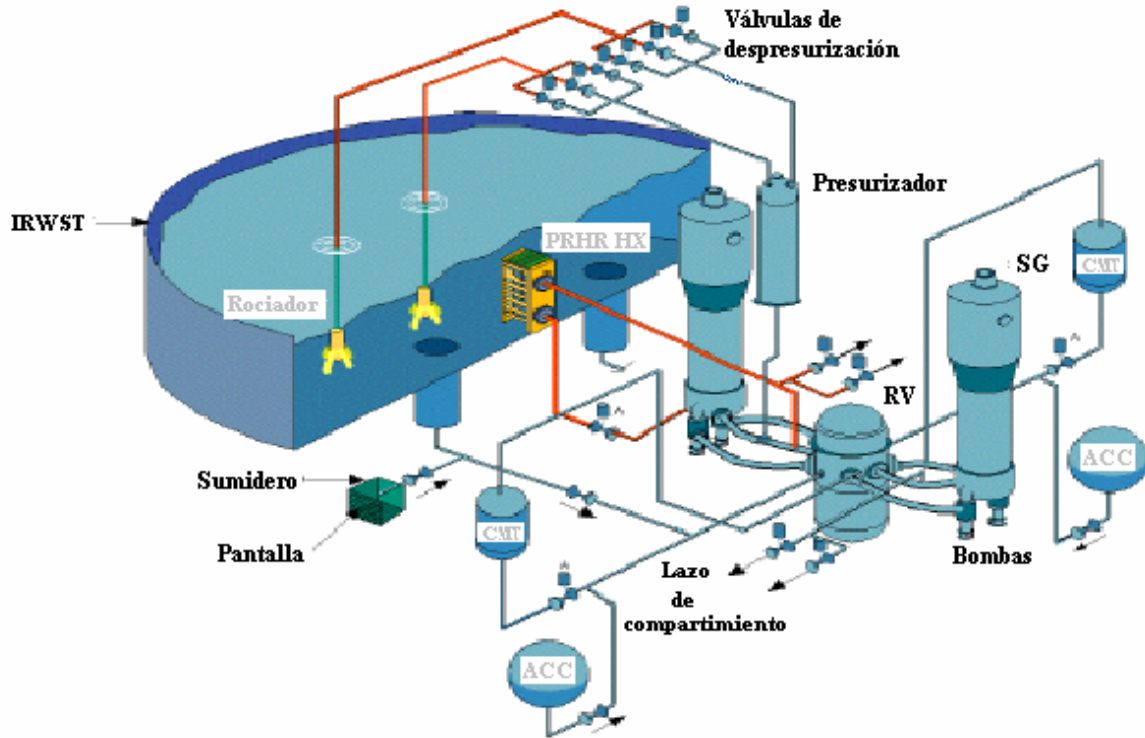


Figura 2.20 Sistemas Pasivos de Seguridad Para el AP1000 [16]

2.6.3 Resumen

Para concluir esta sección, en la tabla 2.6 se presentan datos relevantes del reactor AP-1000 a manera de resumen, con el objetivo de tener una visión general de los rasgos indicadores que describen esta tecnología de plantas nucleares de generación de potencia y conocer las ventajas que tiene el reactor AP-1000 en comparación con otros reactores de tercera generación.

Una de las grandes ventajas del AP-1000 en comparación con los demás reactores competidores, es su corto tiempo de construcción, característica que reduce costos. Esta tecnología ya está licenciada y certificada por la comisión reguladora de los Estados Unidos. Por lo tanto ya está lista para comenzar a competir en el mercado mundial.

Entre sus principales desventajas se encuentra su baja eficiencia (32-35%), en comparación con la de su principal competidor, el EPR.

Tabla 2.6 Matriz de principales Indicadores del AP-1000 [17]

Reactor Nuclear Avanzado AP-1000		
Potencia térmica	3400	MWt
Potencia eléctrica	1117	MWe
Eficiencia de la planta	32.7-35.1	%
Tiempo de construcción	42	meses
Tiempo de vida	60	años
Factor de disponibilidad	90	%
Licenciamiento	Certificado por (U.S, NRC)	
Núcleo		
Enriquecimiento del combustible	4.95	%
Refrigerante	Agua Ligera	
Tiempo de operación del ciclo	18	meses
Moderador	Agua Ligera	
Quemado de combustible	60	GWd/ton
Frecuencia de daño al núcleo (CDF)	3.61×10^{-7}	valor/año
Frecuencia de grandes liberaciones tempranas (LERF)	1.95×10^{-8}	valor/año
Porcentaje de combustible reemplazado	43	%
Parámetros del contenedor		
Presión de diseño	4.07	MPa
Temperatura de diseño	343.33	°C
Temperatura de la pierna fría	280.55	°C
Presión de diseño a operación normal	17.24	MPa
Tasa de flujo por lazo	716	m ³ /pm
Temperatura de diseño de agua de alimentación	315.55	°C
Presión de diseño del sistema principal	8.27	MPa
Flujo de agua de alimentación	188,694.430	kg/s
Desechos generados anualmente		
Intermedio y bajo nivel	35	Ton métricas

2.7 Reactor PBMR

El reactor nuclear de cama de esferas, en adelante PBMR (Pebble Bed Modular Reactor), está siendo desarrollado por la compañía sudafricana Eskom. El PBMR es un reactor nuclear de tercera generación que tiene como antecedente al reactor nuclear alemán THTR-300, el cual estuvo en servicio entre los años 1983-89. Actualmente el PBMR está en proceso de certificación en los Estados Unidos. Se espera su certificación en el año 2006, también en esta fecha se iniciará la construcción de una planta de demostración del PBMR, y en el 2010 se pondrá en marcha y se entregará a la Eskom en el 2011.

2.7.1 Descripción general

El PBMR es un diseño bastante diferente de los reactores de agua ligera. Sus principales características son:

1. Esferas de combustible de bióxido de uranio enriquecido al 9.6 % del tamaño de una pelota de tenis (6 cm de diámetro).
2. Grafito como moderador y reflector.
3. Gas helio como refrigerante, el cual también es usado como sustancia de trabajo en un ciclo cerrado de turbinas de gas (ciclo Brayton).
4. Eficiencia termodinámica superior al 40%, ya que maneja altas temperaturas (900°C) y presiones (6.9 MPa) [18].
5. Potencia térmica de 400 MW y una potencia eléctrica de 165 MW por módulo [19].
6. El tiempo de vida del reactor es de 40 años, durante los cuales cada seis años sale de operación 30 días para darle mantenimiento.
7. Factor de capacidad de 94%.

2.7.2 Ciclo Brayton de potencia

El PBMR describe un ciclo cerrado de turbinas de gas es decir usa gas a alta presión y temperatura para generar electricidad. El refrigerante entra a la vasija del reactor a 500°C y 9Mpas, mismo que fluye hacia abajo a través de las esferas calientes después deja ésta a 900°C de temperatura y entra a un sistema de potencia turbina-compresor generador, todos acoplados a la misma flecha donde eleva su presión para después expandirse en la turbina hecho que reduce su temperatura (500°C) y su presión (3 Mpas). Entonces pasa a través de un recuperador de alta eficiencia donde cede su energía al helio que ya ha pasado por 2 etapas de compresión refrigeración, para aumentar su temperatura hasta los 500°C antes de entrar nuevamente al núcleo del reactor.

El ciclo de potencia usado es un ciclo Brayton estándar con un circuito íter-enfriador cerrado de agua y preenfriador. El objetivo de la alta presión y temperatura del helio es para aumentar la eficiencia del ciclo, logrando una eficiencia de más de 40% para el diseño base del PBMR y realizando algunas mejoras de combustible y materiales, la eficiencia podría aumentar a 50% ver la figura 2.21.

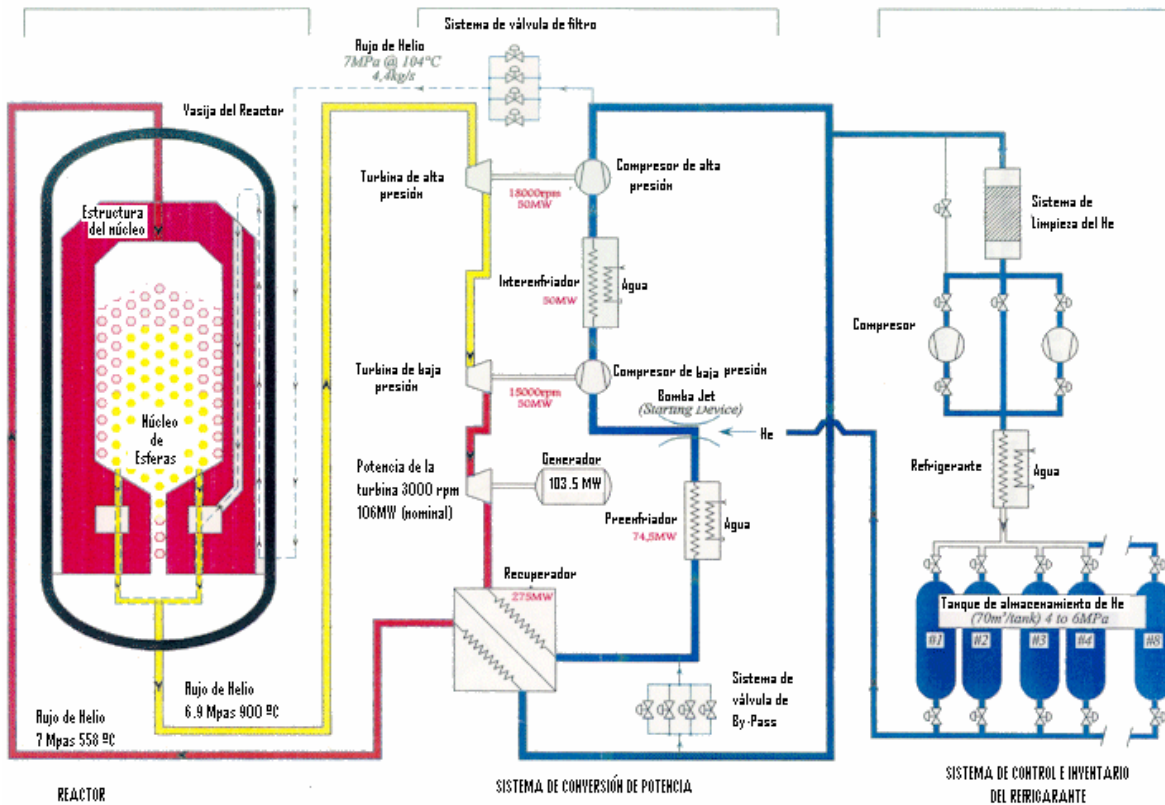


Figura 2.21 Diagrama esquemático de un ciclo Brayton de una planta de potencia PBMR [21]

2.7.3 Tecnología y ciclo de vida del combustible

El proceso de fabricación del combustible consiste en el rociado de una solución de nitrato de uranyl en forma de microesferas, las cuales son cuajadas y calcinadas (horneadas a alta temperatura) para producir el bióxido de uranio (granos). Los granos pasan a través de una deposición de vapor químico (CVD); típicamente usando argón a una temperatura de 1000 °C en la cual las capas de químicos específicos pueden ser agregadas con una precisión extrema.

La primera capa de los granos de combustible es de carbón poroso, la segunda es delgada de carbón pirolítico (una capa muy densa de carbono tratado a calor), después una capa de carburo de Silicio (Material fuertemente refractario), y por último otra capa de carbón pirolítico ver la figura 2.22.

El carbón poroso sirve para equilibrar los esfuerzos mecánicos del combustible y para difundir los productos de decaimiento gaseosos fuera del combustible. El carburo de Silicio y el carbón pirolítico sirven de barreras para contener el combustible gastado, así como los productos de fisión.

Quince mil granos de 1 micrómetro son mezclados con polvo de carbono y resina fenólica y prensados en forma de pelotas de 5 cm de diámetro con una cubierta de carbono puro de 5 mm de espesor. Estas esferas son entonces sinterizadas y recocidas para que el combustible sea fuerte y durable. Finalmente las esferas son maquinadas para que tengan un diámetro uniforme de 6 cm.

Cada esfera tiene 9 g de uranio en 210 g de masa total. El uranio total en una carga es de 4.1 toneladas métricas. Durante la operación normal del núcleo, tiene una carga 456000 guijarros [22].



Figura 2.22 Composición de la esfera de combustible de un PBMR [23]

En el centro del núcleo se coloca un bloque de grafito que ayudará a la moderación de los neutrones y el combustible entrará por hoyos anulares hechos en el bloque. Para mantener la reacción en cadena, el combustible tiene un 9.6 % de enriquecimiento.

El núcleo es continuamente relleno de combustible nuevo o usado por la parte superior y el combustible gastado es recogido por la parte inferior del núcleo. Después de cada paso por el reactor, el enriquecimiento de cada esfera es medido para ver en cuanto disminuye la cantidad de material fisionable y para ver si se retira o no el guijarro. Cada ciclo de guijarro es de un promedio de seis meses, y el tiempo de vida del guijarro es de 6 ciclos, es decir 3 años, lo que significa que durante el tiempo de vida de un reactor necesita 12 cargas totales de guijarros.

El combustible gastado es transportado por medios neumáticos al edificio del reactor y es almacenado en tanques (10 tanques) de 3.2 m de diámetro y 18 m de altura, cada uno puede almacenar 600,000 guijarros [23].

2.7.4 Aspectos de seguridad

El reactor PBMR es inherentemente seguro porque el pico de temperatura que puede alcanzar el núcleo en las peores condiciones de un accidente severo es de 1600°C y la temperatura a la cual comienza a degradarse la esfera de combustible es cercana a los 2000°C [24]. Anteriormente se mencionó que las esferas de combustible están cubiertas de materiales cerámicos como el grafito y el carburo de silicio, capas que no dejan que los actínidos o cualquier otro material radiactivo abandonen la esfera, característica que evita la contaminación de componentes de la planta.

El helio es un gas inerte. No reacciona con las partes del sistema y por lo tanto no se crean mezclas explosivas ni existe degradación de los componentes por reacciones químicas.

Otro de los aspectos de seguridad es el apagado del reactor mediante dos sistemas: las barras de control se insertan en perforaciones anulares en el reflector. Además existen pequeñas esferas absorbentes de neutrones que se dejan caer en perforaciones hechas en la parte central del reflector.

2.7.5 Demostración de la seguridad

La seguridad del diseño se comprobó durante un ensayo público de seguridad filmado en la central eléctrica AVR alemana, en la que se basa el concepto del núcleo del reactor PBMR. Los operadores detuvieron el flujo del refrigerante por el núcleo del reactor y retiraron las barras de control. Quedó demostrado que el núcleo del reactor nuclear se apagaba automáticamente al cabo de unos minutos. Posteriormente se confirmó que no había deterioro por encima de los niveles normales de fracción de fractura de diseño del combustible nuclear. Así se demostró que la fundición del núcleo del reactor no era posible y que se había logrado un diseño de reactor nuclear intrínsecamente seguro.

2.7.6 Resumen

El reactor nuclear PBMR es una posible alternativa para competir con los otros reactores, es inherentemente seguro, modular, pequeño, eficiente, y “barato”. La mayoría de los estudios manejan costos *overnight* de \$1000 dólares por kW. Sin embargo este costo *overnight* es incierto, ya que podría presentar una variación de \$1000 a \$1200 dólares por kW [20].

Tabla 2.7 Matriz de principales Indicadores del PBMR

Reactor Nuclear Avanzado AP-1000	Magnitud	Unidad
Potencia térmica	400	MWt
Potencia eléctrica	165	MWe
Eficiencia de la planta	41	%
Tiempo de construcción	31	meses
Tiempo de vida	40	años
Factor de disponibilidad	95	%
Certificación	En curso	
Núcleo		
Enriquecimiento del combustible	9.6	%
Refrigerante	Helio	
Diámetro del reflector del centro	2	m
Tiempo de operación del ciclo	72	meses
Moderador	Grafito	
Diámetro del núcleo exterior	3.7	m
Altura efectiva del núcleo	11	m
Esferas de combustible diarias	2900	
Quemado de combustible	95	GWd/ton
Total de esferas en el núcleo	451555	
Capacidad de almacenamiento de esferas	600000	
Presión del refrigerante	9	MPa
Temperatura de salida	900	°C
Temperatura de entrada	503	°C
Contenedor		
Longitud	66.1	m
Ancho	37	m
Niveles	11	
Altura total	62.9	m
Altura sobre el nivel de la tierra	40.9	m
Profundidad bajo tierra	22	m
Frecuencia de daño al núcleo (CDF)*	3×10^{-8}	valor/año
Frecuencia de grandes liberaciones tempranas (LERF)*	1×10^{-9}	valor/año
Material	Concreto (40 Mpas)	
Pico de aceleración sísmica	0.4	g Horizontal
Choque aéreo	<2.7 Toneladas	

* No se encontraron los valores, se consideraron iguales a los valores para el reactor ESBWR pero probablemente son inferiores.

Para completar este capítulo, se muestra a continuación una matriz que contiene en forma condensada las principales características de cada reactor.

Tabla 2.8. Matriz Resumen de las principales características de cada reactor.

Reactores	Proveedor	Estado de Avance	Características
ABWR	General Electric Hitachi - Toshiba	Cuatro reactores en operación comercial en Japón	Bombas internas de recirculación. Barras de control de movimiento fino. Sistemas activos de seguridad.
ESBWR	General Electric	En proceso de certificación	Sistemas pasivos de seguridad. Eliminación de bombas de recirculación. Núcleo compacto, disminución de barras de control.
EPR	Areva	Un reactor en construcción	Sistemas activos de seguridad redundantes. Colocación estratégica de edificios y sistemas. Alta eficiencia del combustible. Puede ser cargado totalmente con MOX.
AP1000	Westinhouse	Certificado	Sistemas pasivos de seguridad. Puede usar combustible MOX. Construcción modular.
PBMR	Eskom BNFL	En proceso de certificación	Parque de generación modular. Ciclo directo de gas. Alta eficiencia. Inherentemente seguro. No tiene edificio de contención.

3 Costo nivelado de inversión de las plantas nucleares propuestas

Las centrales nucleoelectricas presentan dos periodos, el periodo de estudio de factibilidad economica de la planta y construccion de la misma, y el periodo de operacion de la planta el cual constituye el ciclo de vida de una planta nuclear de generacion.

El costo nivelado de inversion de las centrales nucleares, involucra aspectos tecnicos y economicos que definen cada tecnologia. Tales parametros son: el costo de inversion, el factor de planta, la potencia, el periodo de vida de la planta y la tasa de descuento.

El calculo del costo nivelado de inversion, se baso en la metodologia propuesta por el COPAR Generacion 2005¹, donde se hace uso de los parametros de costo instantaneo, factor de planta, tiempo de construccion, tiempo de vida util de la planta, una tasa de descuento de 12%, mediante un cronograma de inversion basado en la curva S que ha sido tipica de proyectos de inversion con tiempos de construccion y costos de capital grandes, y donde la mayor parte de la inversion de capital se hace cuando la construccion de la planta va a la mitad. Este programa de inversion debera actualizarse, dadas las tecnicas de construccion modulares y en paralelo, muy probablemente los gastos de inversion importantes se haran al inicio.

A partir de la informacion anterior, el costo nivelado de inversion (CI) se define como: "El valor que al multiplicarse por el valor presente de la generacion de la central, considerando su vida util, iguala al valor presente de los costos incurridos en la construccion de la central en cuestion.

Suponiendo que la generacion neta anual (GNA) es uniforme a lo largo de la vida util, el costo nivelado por concepto de inversion, puede expresarse como sigue:

$$CI = \left[\frac{i(1+i)^{n-1}}{(1+i)^n - 1} \right] \left[\frac{1}{GNA * C} \right] \left[\sum_{t=-N}^{-1} I_t (1+i)^{-t} \right] \quad (3.1)$$

Donde:

CI: es el costo nivelado de inversion del MWh.

I_t: es la inversion en el año t

N: es el periodo de construccion en años

n: es el tiempo de vida util de la planta.

¹ Gerencia de Evaluacion y Programacion de Inversiones. "Costos y Parametros de Referencia para la Formulacion de Proyectos de Inversion en Generacion 2005" Comision Federal de Electricidad, Mexico, D. F. 2005.

i : es la tasa de descuento
 C : es la capacidad de la central expresada en MW
 GNA : es la Generación Neta Anual en MWh/MW
 Donde:

$$GNA = (1 - up) * fp * 8,760 \quad (3.2)$$

siendo:

up Usos propios (como fracción de la unidad)
 fp Factor de planta (como fracción de la unidad)
 8,760 Número de horas en un año.

El factor $\frac{i(1+i)^n}{(1+i)^n - 1}$ es conocido como "factor de recuperación del capital" y es denotado por el símbolo $frc(i, n)$. Por lo tanto, el primer término de la ecuación (3.1) puede escribirse como:

$$\frac{frc(i, n)}{(1+i)}$$

Por otro lado, la expresión (3.1) puede tomar la forma siguiente:

$$\overline{CI} = \left[\frac{I}{C} \right] \left[\frac{1}{GNA} \right] \left[\frac{frc(i, n)}{(1+i)} \right] \left[\sum_{t=-N}^{-1} W_t (1+i)^{-t} \right] \quad (3.3)$$

donde:

$$I = \sum_{t=-N}^{-1} I_t$$

y

$$W_t = \frac{I_t}{I}$$

$\frac{I}{C} = CU$ es el costo unitario de inversión por kW.

A los números W_t se les conoce como factores del perfil o cronograma de inversión y están expresados como fracción de la unidad.

La sumatoria $\sum_{t=-N}^{-1} W_t (1+i)^{-t}$ es denominada factor de valor presente, y se le denota

$fvp(i, \bar{w})$.

La expresión (3.3) puede escribirse, entonces, de la siguiente manera:

$$\overline{CI} = CU \left[\frac{1}{GNA} \right] \left[\frac{frc(i, n)}{(1+i)} \right] \left[fvp(i + \bar{w}) \right] \quad (3.4)$$

Los cálculos se realizaron en una hoja de cálculo Excel, con los datos y resultados mostrados en la tabla 3.1.

Tabla 3.1. Costo nivelado por concepto de inversión para cada una de las tecnologías de reactores seleccionados.²

Datos Técnico-Económicos	Unidad	ABWR	ESBWR	EPR	AP1000	PBMR
Potencia Efectiva (C)	MWe	1356	1390	1600	1117	1320
Usos Propios (up)		0.0413	0.0413	0.0413	0.0413	0.0413
Factor de Planta (fp)		0.85	0.85	0.85	0.85	0.9
Costo unitario (CU)	Dól/kW	1600	1250	1800	1400	1200
Tasa de descuento (i)		0.12	0.12	0.12	0.12	0.12
Vida de la planta (n)	Años	60	60	60	60	40
Periodo de construcción (N)	Años	4.2	4	5	5	2.6
Factor de recuperación de capital (frc(i,n))		0.12	0.12	0.12	0.12	0.12
Tasa de cargos fijos		0.11	0.11	0.11	0.11	0.11
Factor de Valor Presente (fvp(i,w))		1.26	1.24	1.31	1.31	1.15
Generación Neta Anual (GNA)*	MWh/kW	7138.48	7138.48	7138.48	7138.48	7558.39
Costo de Inversión nivelado (CI)	Dól/MWh	30.52	25.97	35.90	27.93	19.79

* Se refiere a la generación de energía eléctrica neta al año.

De los costos nivelados por concepto de inversión, el PBMR presenta el costo más bajo, esto se debe a que presenta el menor costo instantáneo de inversión (costo unitario), y un tiempo de construcción menor, un poco más de la mitad en comparación con sus demás competidores, y también presenta un factor de planta mayor. El ESBWR también tiene un bajo costo nivelado de inversión se observa que también tiene un bajo costo instantáneo de inversión.

² Metodología de cálculo basada en la del COPAR 2005.

4 Indicadores de evaluación

4.1 Introducción

Para realizar la selección de los reactores nucleares se necesita tener parámetros de comparación que sean comunes a todos los reactores, pero que tengan valores diferentes. Parámetros referentes a datos técnicos y de planeación de la planta; datos del combustible y datos referentes a la seguridad e impacto ambiental derivados de la puesta en marcha y operación comercial de la planta durante un periodo de tiempo denominado vida útil. A tales parámetros se les denominó indicadores de evaluación de los reactores. Con los indicadores de evaluación se construyó una matriz de indicadores de evaluación que sirve para ordenar y clarificar la información referente a cada reactor.

Los indicadores de evaluación se ordenaron en tres criterios: el primero está relacionado con el desempeño del reactor en cuanto a las prácticas de operación, el segundo está compuesto por indicadores relacionados al desempeño del combustible y el tercero agrupa los indicadores relacionados con la seguridad y el impacto ambiental. La totalidad de indicadores de evaluación es 20. A continuación se presenta para cada indicador su definición, la preferencia en su valor, su rango de valores posibles y su unidad de medida. El rango de valores posibles se determina en función del valor máximo y mínimo de cada indicador encontrado para el conjunto de reactores que se están evaluando.

4.2 Indicadores y criterios de evaluación

Los indicadores de calificación son características comunes a todos los reactores, pero con valores diferentes para cada uno de ellos. En total son 20 indicadores de evaluación. Los criterios de evaluación se refieren al sistema ordenado de agrupar a los indicadores que se cree tienen cierta relación entre ellos. Se proponen tres criterios de evaluación el primero es el criterio que agrupa a los indicadores relacionados con las prácticas de planeación de la planta, tiene un total de 10 indicadores (1 al 10), el segundo criterio de evaluación agrupa a los indicadores relacionados con el combustible, tiene un total de 4 indicadores (11 al 14) y el tercer criterio de evaluación agrupa a los indicadores relacionados a la seguridad e impacto ambiental de la planta, tiene un total de seis indicadores (15 al 20).

4.2.1 Prácticas de planeación de la planta

En esta clasificación se consideran indicadores que tienen que ver con las prácticas de operación en cuanto a la facilidad de poder integrar el tipo de reactor considerado en la mezcla de plantas de generación eléctrica en el sistema nacional.

1) Potencia Eléctrica: Es igual a la capacidad que tiene el reactor de entregar energía eléctrica por unidad de tiempo.

Preferencia: Es preferible un reactor de baja potencia que un reactor de muy alta potencia ya que en este último caso la inversión de capital es considerable y es más fácil acomodar reactores de baja potencia en la red de transmisión eléctrica.

Rango: 1117 a 1600.

Unidad: MWe.

2) Eficiencia de la planta: Relación entre la potencia eléctrica y la potencia térmica.

Preferencia: Valor máximo ya que implica mejor conversión de energía térmica a eléctrica, y eso implica mayor aprovechamiento del combustible.

Rango: 33 a 41.

Unidad: %.

3) Factor de disponibilidad: Es la relación entre las horas de disponibilidad y las horas totales en un año.

Preferencia: Se prefieren plantas con factor de disponibilidad grande para sacar provecho de la inversión inicial.

Rango: 87 a 95.

Unidad: %.

4) Tiempo de construcción: Es el tiempo que se necesita para construir y echar a andar una planta nuclear de generación de energía eléctrica. Se toma en cuenta desde el vaciado del primer concreto hasta la entrada en operación comercial de la planta.

Preferencia: se prefieren tiempos cortos, ya que la planta entrará en operación pronto y se recuperará más rápido el capital de inversión.

Rango: 31 a 60.

Unidad: Meses.

5) Experiencia en México: Es un indicador cualitativo que toma en cuenta la experiencia que se tiene en México en cuanto a la operación y regulación de cada reactor estudiado.

Preferencia: Que exista experiencia por parte de las instituciones mexicanas de operación y regulación y por parte de empresas de ingeniería mexicanas. El indicador es alto para el tipo de reactor que tiene mayor semejanza con la tecnología que actualmente opera en México.

Rango: 0 a 1.

Unidad: Fracción de 1.

6) Madurez de la tecnología: Cuantifica el estado de madurez de cada tecnología, porque no todas las tecnologías de reactores arrancaron al mismo tiempo, hay algunas más desarrolladas que otras, por ejemplo, el ABWR le lleva a su competidor más cercano 8 años de operación comercial y en el peor de los casos está el PBMR que aún no está certificado.

Preferencia: Se prefiere un reactor que ya tiene experiencia de construcción y de operación comercial. Cuando ya ha sido construido se adquiere certeza sobre los costos de inversión de capital, y cuando ya ha sido operado se puede tener certeza sobre los costos de operación y mantenimiento y del combustible, además de que su desempeño de seguridad ha sido comprobado. Además se dividen los gastos de investigación cuando haya algún problema. Este indicador tiene importancia en la elección del mejor reactor y no está incluido en los otros indicadores.

Rango: 0 a 1.

Unidad: Fracción de 1.

7) Generación de empleos: Este indicador toma en cuenta los empleos que la planta genera llamados empleos permanentes, aunque también se generan empleos temporales durante la construcción de la planta y empleos indirectos derivados de la tecnología nuclear como aquellos asociados a la fabricación del combustible, desmantelamiento de la planta, tratamiento y disposición de desechos radiactivos entre otras actividades productivas.

Preferencia. Mientras más empleos permanentes se generen es mejor.

Rango: 320 a 444.

Unidad: Número de trabajadores.

8) Costo nivelado de inversión: Es el costo nivelado del MWh, es decir, el costo por unidad de energía producida a lo largo de la vida útil de la planta, calculado a partir del costo instantáneo (overnight cost), el tiempo de construcción, el factor de planta, el tiempo de vida útil de la planta y la tasa de descuento entre otros.

Preferencia: Costo bajo.

Rango: 19.79 a 35.90.

Unidad: Dólares por MegaWatt hora (\$/MWh).

9) Costo de operación y mantenimiento: Es el costo asociado al pago de los recursos humanos propios de la planta nuclear y se determina por las horas hombre, además de los insumos y materiales para usos propios de la empresa.

Preferencia: Entre menor sea este costo mejor será.

Rango: 6.4 a 12.

Unidad: Dólares por MegaWatt hora (\$/MWh).

10) Costo de combustible: Es el costo del combustible requerido para el correcto funcionamiento de la planta.

Preferencia: Bajo costo.

Rango: 4 a 5.6.

Unidades: Dólares por MegaWatt hora (\$/MWh).

4.2.2 Combustible

11) Enriquecimiento del combustible: Es la proporción del isótopo de uranio 235 (U^{235}) en el uranio. En 100 kilogramos de Uranio natural hay aproximadamente 99.3 kilogramos del isótopo de uranio 238 (U^{238}) y 700 gramos del isótopo de U^{235} . En la medida que se aumenta la proporción de U^{235} es la medida en que aumenta el enriquecimiento.

Preferencia: Mientras menor sea el enriquecimiento del combustible mejor será la calificación otorgada a este indicador.

Rango: 3.95 a 9.6.

Unidad: %.

12) Quemado del combustible: Es la energía térmica extraída del combustible por tonelada de uranio.

Preferencia: Mientras más energía entregue por unidad de masa mejor calificación tendrá este indicador.

Rango: 46.5 a 95.

Unidad: GW-día/Tonelada métrica de metal pesado.

13) Posibilidad de reprocesamiento: Es la factibilidad que presentan los reactores de utilizar combustible que pueda ser reprocesado y de aprovechar combustible proveniente del reprocesamiento.

Preferencia: Se prefieren los reactores que operan con combustible MOx (mezcla de óxidos de metales pesados como el uranio y el plutonio proveniente del reprocesamiento del combustible irradiado). Mientras mayor cantidad de MOx se use para la recarga de los reactores, mejor calificación obtendrá este indicador. Por ejemplo el EPR tiene posibilidad de utilizar todo su combustible tipo MOx. En cambio en el PBMR no se tiene contemplado ni siquiera la posibilidad de reprocesar el combustible, sería muy difícil separar el uranio y el plutonio que queda en el combustible irradiado. Claro que el PBMR tiene muy alto quemado del combustible y probablemente ya no se justifique separar el poco combustible no quemado.

Rango: 0 a 1.

Unidad: Fracción de 1.

14) No proliferación: Es la dificultad que se presenta para reunir o recuperar material físil subproducto de los ensambles de combustible gastado.

Preferencia: Mientras menor sea la cantidad de plutonio que se obtenga como subproducto y mientras más difícil sea su separación del resto de los materiales, mejor será la calificación que obtenga este indicador.

Rango: 0 a 1.

Unidad: Fracción de 1.

4.2.3 Desempeño de la planta con respecto a la seguridad e impacto ambiental

15) Frecuencia de daño al núcleo (FDN): Valor de la frecuencia anual de daño al núcleo calculada como suma de todas las contribuciones de daño al núcleo, esto es, las correspondientes al nivel 1 del análisis probabilista de seguridad (APS), frecuencia debida a fuegos, inundaciones internas y externas, y otros sucesos externos aplicables, así como la correspondiente a riesgos en modos de operación distintos a los de plena potencia [25].

Preferencia: Mientras menor sea la frecuencia, mejor será la calificación.

Rango: 10^{-6} a 10^{-8} .

Unidad: valor/año.

16) Frecuencia de grandes liberaciones tempranas (LERF): Frecuencia de aquellos accidentes que dan lugar a liberaciones significativas y no mitigadas desde la contención en un periodo de tiempo anterior a la evacuación efectiva de la población cercana, tal que sobre la misma exista un efecto temprano potencial sobre la salud [25].

Preferencia: Se prefieren valores pequeños.

Rango: 10^{-8} a 10^{-9} .

Unidad: valor/año.

17) Diseño sísmico: Son las medidas asociadas a la seguridad estructural de la planta que le permiten resistir movimientos telúricos horizontales sin causarle daños significativos y se mide en valor de la aceleración de la gravedad.

Preferencia: Se prefieren valores grandes ya que significa que la planta resiste movimientos telúricos horizontales más intensos.

Rango: 0.25 a 0.50.

Unidad: Aceleración de la gravedad (g).

18) Eventos externos: Son las medidas de ingeniería asociadas a la mitigación de eventos ajenos a la operación propia de la planta, como huracanes, inundaciones, terremotos, sabotajes y proyectiles, entre algunos otros eventos.

Preferencia: Se prefieren plantas que tengan contenciones redundantes, y que sus sistemas y edificios estén acomodados estratégicamente de tal forma que el núcleo del reactor siempre quede protegido. A mayor protección del núcleo, mejor calificación tendrá este indicador.

Rango: 0 a 1.

Unidad: Fracción de 1.

19) Dosis a trabajadores: Mide la dosis promedio que recibe el personal en un año durante las actividades de operación y mantenimiento de la planta.

Preferencia: Mientras menor sea la dosis recibida por los trabajadores, será mejor la calificación que obtendrá este indicador.

Rango: 0.4 a 1.

Unidad: Hombre-Sievert/año.

20) Emisiones radiactivas al aire: Contabiliza la actividad de las emisiones de radionúclidos al aire durante la operación normal de la planta. Los principales son el carbono 14, el kriptón 85 y el tritio.

Preferencia: Mientras más bajo sea este valor, mejor será la calificación dada a este indicador.

Rango: 24.3 a 1809.

Unidad: TBq/GW-año.

4.2.4 Matriz de indicadores de evaluación

La matriz de indicadores de evaluación, es la representación en un arreglo de filas y columnas, donde se colocaron los valores de los principales indicadores de los reactores seleccionados.

De un total de 20 indicadores, se hizo un arreglo de tres subdivisiones cada una representa un criterio de evaluación. La primera involucra los indicadores referentes a las prácticas de planeación, la segunda a los indicadores del combustible y la última integra los indicadores referentes al desempeño de la planta con respecto a la seguridad e impacto ambiental.

Las columnas contienen los valores correspondientes a cada indicador de los reactores analizados, además de las referencias donde se encontraron los datos de los indicadores.

Las filas de la primera columna contienen los valores asociados a cada indicador y las filas de la segunda columna contienen los nombres de los indicadores de evaluación.

En la matriz existen datos de indicadores que tienen referencia, mismos que son reconocidos porque tienen el número de la referencia asociada en la celda posterior al indicador evaluado y además tienen el color asociado del reactor evaluado (ABWR-AZUL; ESBWR-VERDE; EPR-AMARILLO; AP1000-CANELA y PBMR-LAVANDA). Existen también indicadores que no fueron encontrados y por lo tanto fueron estimados mediante el análisis de tecnologías parecidas o predecesoras, estos indicadores se reconocen por el color negro de las celdas y las letras blancas. Algunos otros son indicadores cualitativos que se colocaron de manera cuantitativa por inducción, según la amplitud del conocimiento del investigador, estos indicadores se reconocen porque no tienen referencia y su celda es de color blanco. Ver la tabla 4.1.

Tabla 4.1 Matriz de indicadores de evaluación

No.	Indicadores	ABWR	Ref	ESBWR	Ref	EPR	Ref	AP-1000	Ref	PBMR	Ref
1	Potencia (MWe)	1356	6	1390	26	1600	32	1117	38	1320 ¹	19
2	Eficiencia (%)	35	6	35	26	36	32	33	17	41	41
3	Factor de Disponibilidad (%)	87	6	92	5	91	32	90	14	95	41
4	Tiempo de construcción (Meses)	50	26	46	26	60	32	42	26	31 ²	42
5	Experiencia en México	1		0.8		0.2		0.2		0	
6	Madurez	1		0.5		0.7		0.6		0.3	
7	Generación de empleos	444	26	444	26	441		441	26	320 ³	20
8	Costo de Inversión (\$/MWh) ⁴	30.52	27	25.97	8	35.90	33	27.93	38	19.79	20
9	Costo O&M (\$/MWh)	6.71	26	6.83	26	6.4	34	8.17	26	12	20
10	Costo de Combustible(\$/MWh)	5	27	5		5,6	34	5	14	4	20
11	Enriquecimiento (%)	3.95	6	4.2	8	5	35	4.95	17	9.6	44
12	Quemado de combustible (GWd/ton)	46.5	6	50	8	70	36	60	39	95	44
13	Posibilidad de Reprocesamiento	0.5		0.5		1		0.75		0	
14	No proliferación	0		0		0		0		1	
15	Frecuencia de daño al núcleo (valor/año)	2x10 ⁻⁷	28	3x10 ⁻⁸	28	1.3x10 ⁻⁶	35	3.6x10 ⁻⁷	35	1x10 ⁻⁸	
16	Frecuencia grandes liberaciones tempranas (valor/año)	2x10 ⁻⁸	29	1x10 ⁻⁹	35	8.4x10 ⁻⁸	35	1.9x10 ⁻⁸	35	1x10 ⁻⁹	
17	Diseño sísmico g	0.3	30	0.25	30	0.3	37	0.5	40	0.4	44
18	Eventos externos(Huracanes, ataque aéreo)	0.75		0.75		1		1		0.2	
19	Dosis a trabajadores (man Sv/Year)	1	4	1		0.4	32	0.7	5	1	
20	Emissiones al aire(TBq/GWa) ⁵	301.26	31	301.26	31	24.3	31	24.3	31	1809	31

¹ 8 Módulos de 165 MW.

² Agregándole 7 meses de la primera carga a la operación comercial.

³ 40 empleos por módulo.

⁴ Costo nivelado de generación eléctrica por concepto de inversión. Calculado en base a los costos overnight encontrados en las referencias marcadas y otros parámetros.

⁵ Inferidos a partir de datos de los reactores de segunda generación BWR, PWR y HTGR.

5 Fundamentos de lógica difusa

5.1 Introducción

La lógica difusa tal como se conoce en la actualidad, fue propuesta en 1965 por Lofti A. Zadeh, cuando publicó un artículo llamado “Conjuntos difusos” (Fuzzy sets), tales conjuntos obedecen a la forma del pensamiento humano, de construir un significado y realizar una acción a partir de una información detonadora. Tales conjuntos son representados por etiquetas lingüísticas, que dan un significado más que un valor numérico preciso.

La lógica difusa es una herramienta matemática que emula el modo de pensar de los humanos, traduce sentencias lingüísticas de problemas ordinarios a lenguaje matemático que procesa esa información y produce un resultado preciso, mismo que es la cuantificación del significado de dicha sentencia.

La lógica difusa trabaja con conjuntos difusos, mismos que son representados por sentencias lingüísticas de significado, llamadas etiquetas, algunos ejemplos son: “bueno, malo, regular, frío, caliente, tibio, inteligente, lento y veloz”. Tales conjuntos están asociados a lo que se llama función de pertenencia $A(x)$, que es la representación matemática de tales conjuntos y se encarga de evaluar cada sentencia lingüística (x), asignándole el grado de pertenencia o el valor de verdad que le corresponde dentro de un dominio de valores donde tiene sentido dicha afirmación, este dominio es un conjunto universo X que contiene uno o varios conjuntos difusos.

En la figura 5.1, se tiene un ejemplo de los grados de pertenencia para una entrada del indicador *potencia* con un valor de 1200 MWe, en un conjunto universo X que tiene un rango de valores de 1117 a 1600 MWe; donde se distribuyen los conjuntos difusos de “Bueno”, “Regular” y “Malo” mediante funciones de pertenencia triangulares, con grados de pertenencia de: 0.65, 0.35 y 0 aproximadamente, para la entrada correspondiente.

La idea principal de los sistemas difusos es que valores de verdad (en lógica difusa) o valores de pertenencia (en conjuntos difusos) son indicados por un valor $[0.0, 1.0]$, donde 0.0 representa falsedad absoluta y 1.0 representa verdad absoluta.

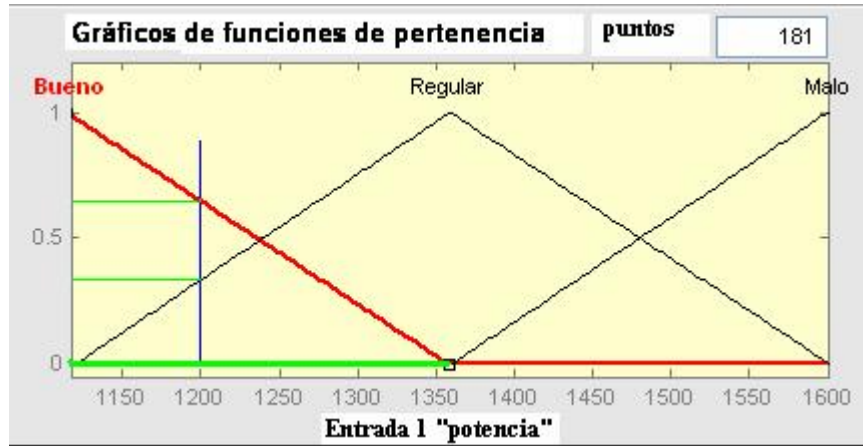


Figura 5.1. Funciones de pertenencia Bueno, Regular y Malo. Valores de pertenencia para una entrada de 1200 MWe del indicador potencia.

5.2 Fundamentos

El siguiente paso para establecer un sistema completo de lógica difusa es definir los operadores: VACÍO, IGUAL, COMPLEMENTO (NOT), CONTENCIÓN, UNION (OR) e INTERSECCIÓN (AND).

Antes de continuar con el estudio, es importante enunciar algunas definiciones formales:

Definición 1: X es cierto grupo de objetos, con elementos denotados como x. Así, $X=\{x\}$.

Definición 2: Un conjunto difuso A con A en X es caracterizado por una función de pertenencia $m_A(x)$ la cual grafica cada punto en X dentro del intervalo real [0.0, 1.0]. Cuando $m_A(x)$ se aproxima a 1.0, el grado de pertenencia de x en A aumenta.

Definición 3: A es vacío si para todo x: $m_A(x) = 0.0$.

Definición 4: A es igual a B si para todo x: $m_A(x) = m_B(x)$ [or, $m_A = m_B$].

Definición 5: A complemento es $m_{A'} = 1 - m_A$.

Definición 6: A está contenido en B si $m_A \leq m_B$.

Definición 7: sea $C = A \text{ UNION } B$, donde: $m_C(x) = \text{MAX}(m_A(x), m_B(x))$.

Definición 8: sea $C = A \text{ INTERSECCION } B$ donde: $m_C(x) = \text{min}(m_A(x), m_B(x))$.

Es importante notar que las dos operaciones últimas, UNION (OR) e INTERSECCIÓN (AND), representan el más claro punto de partida de una teoría probabilística de conjuntos a conjuntos difusos. Operacionalmente las diferencias son las siguientes:

Para eventos independientes, la operación probabilística para AND, es la multiplicación, la cual es contraintuitiva para sistemas difusos. Por ejemplo; presumamos que $x = \text{Miguel}$, S es el conjunto difuso de la gente hábil, y T es el conjunto difuso de la gente alta. Entonces, si $m_S(x) = 0.9$ y $u_T(x) = 0.9$, el resultado probabilista sería: $m_S(x) * m_T(x) = 0.9 * 0.9 = 0.81$, mientras que el resultado difuso sería: $\text{MIN}(u_S(x), u_T(x)) = 0.9$. El cálculo probabilista (producto) produce un resultado que es el más bajo de los dos valores iniciales, el cual cuando es visto como “la oportunidad de conocer” tiene un sentido bueno. Este operador es llamado producto.

Sin embargo, en términos difusos de dos funciones de pertenencia podrían leerse como “Miguel es muy hábil” y “Miguel es muy alto” Si presumimos por el bien del argumento que “muy” es un término más fuerte que “bastante” con el valor de 0.81, entonces la diferencia semántica se hace obvia. El cálculo probabilístico podría producir el enunciado.

Si Miguel es muy hábil, y Miguel es muy alto, entonces Miguel es una persona bastante Hábil y alta.

El cálculo difuso, sin embargo, podría dar paso a:

Si Miguel es muy hábil, y Miguel es muy alto, entonces Miguel es una persona muy hábil y alta.

Otro problema aparece cuando incorporamos más factores dentro de nuestras ecuaciones (tal como el conjunto difuso de la gente pesada, etc.). Encontramos que el último resultado de una serie de conectores AND's se aproxima a 0.0, igual si todos los factores son inicialmente altos.

Los teóricos difusos argumentan que esto está equivocado: que cinco factores del valor 0.90 (digamos “muy”) AND juntos, podrían conducir a un valor de 0.90 (otra vez de, “muy”), no de 0.59 (quizás equivalente a “algo”).

Similarmente la versión probabilista de A OR B es $(A + B - A \cdot B)$, la cual se aproxima a 1.0. Los teóricos difusos argumentan que un golpe de bajo grado de pertenencia podría no producir una pertenencia de alto grado. El límite del grado de pertenencia resultante sería el valor de pertenencia más fuerte en la colección. Este operador es llamado Probor (Probabilístico OR) o suma algebraica.

5.3 Sistema de inferencia difusa FIS

Ya que se conocen los fundamentos de la lógica difusa. Ahora es necesario aplicarla mediante la elaboración de un sistema de inferencia difusa, en adelante FIS (Fuzzy Inference System). Se usará el programa fuzzy de Matlab. El fuzzy es un programa gráfico que permite realizar la construcción de los FIS de manera sencilla.

Un sistema de inferencia difusa consta de cinco pasos: 1) fuzzificación de las variables de entrada y de salida, 2) aplicación de los operadores difusos (AND o OR) para múltiples

antecedentes, 3) Implicación del antecedente al consecuente, 4) agregación de los consecuentes, y 5) desdifusificación. Estos pasos son descritos a continuación.

Paso 1. Difusión de entradas. Se toman las entradas y se determina su grado de pertenencia a cada uno de los conjuntos difusos mediante las funciones de pertenencia.

Paso 2. Aplicar los operadores difusos para combinar múltiples antecedentes. Cuando el antecedente de una regla dada tiene más de una parte, uno de los operadores difusos (AND, OR) es aplicado para obtener un número que representa el resultado del antecedente para la regla en cuestión. Este número entonces será aplicado para una función de salida.

Paso 3. Aplicar el método de implicación. Cada una de las reglas tiene un peso (un número entre 0 y 1). Generalmente este peso es 1, pero es posible cambiarlo para dar importancia a determinados indicadores. La implicación es implementada para cada regla.

Paso 4. Agregar todas las salidas. Es el proceso por el cual los conjuntos difusos que representan las salidas de cada regla son combinados dentro de un solo conjunto difuso.

Paso 5. Salida desdifusificada. La entrada para el proceso de desdifusificación es un conjunto difuso (El conjunto difuso de salida de la agregación) y la salida es un solo número real. Hay varios métodos de desdifusificación, aquí se usó el centroide, el cual calcula el centro de gravedad del área bajo la curva.

Además de los cinco pasos anteriores es necesario tener una base de conocimientos del sistema, suceso o aparato que se desea evaluar, en este caso se trata de evaluar los reactores nucleares seleccionados.

5.4 Toolbox fuzzy de Matlab

Esta herramienta de programación consta de 5 editores o ventanas, las cuales son:

1. Editor del sistema de inferencia difusa.
2. El editor de las funciones de pertenencia.
3. El editor de reglas.
4. El visor de reglas.
5. El visor de superficie.

5.4.1 Editor del sistema de inferencia difusa

En este módulo aparece el sistema de inferencia difusa FIS, el cual está compuesto por las variables de entrada, el motor de inferencia, y las variables de salida difusas. Se etiquetan las entradas y las salidas, aparece el rango de valores del conjunto universo, se escogen los operadores difusos (*min*, *max*, *probor*, *suma*, *centroid*, *prod*, entre otros), se muestran los nombres del sistema de inferencia, el tipo de motor de inferencia (Mamdani o Sugeno); también se da el nombre, el tipo (entrada o salida) y el rango de cada variable. Cabe señalar que el sistema tipo Mamdani se recomienda para modelar información más

general ya que el tipo Sugeno sólo modela sistemas de inferencia cuyas salidas son funciones lineales o constantes.

En la figura 5.2. Se aprecia un módulo con el editor FIS, llamado Globalnivelado, ya que hace referencia al sistema de inferencia difusa que evalúa a cada reactor, tomando en cuenta todos los indicadores de evaluación incluyendo el costo nivelado de generación de los reactores, se observan los datos referentes a la variable actual llamada potencia, con un rango de 1117 a 1600 MWe, tipo entrada, con operadores difusos de *prod* para la intersección, *max* para la unión, *prod* para la implicación, *probor* para la agregación y *centroide* para la desfusión.

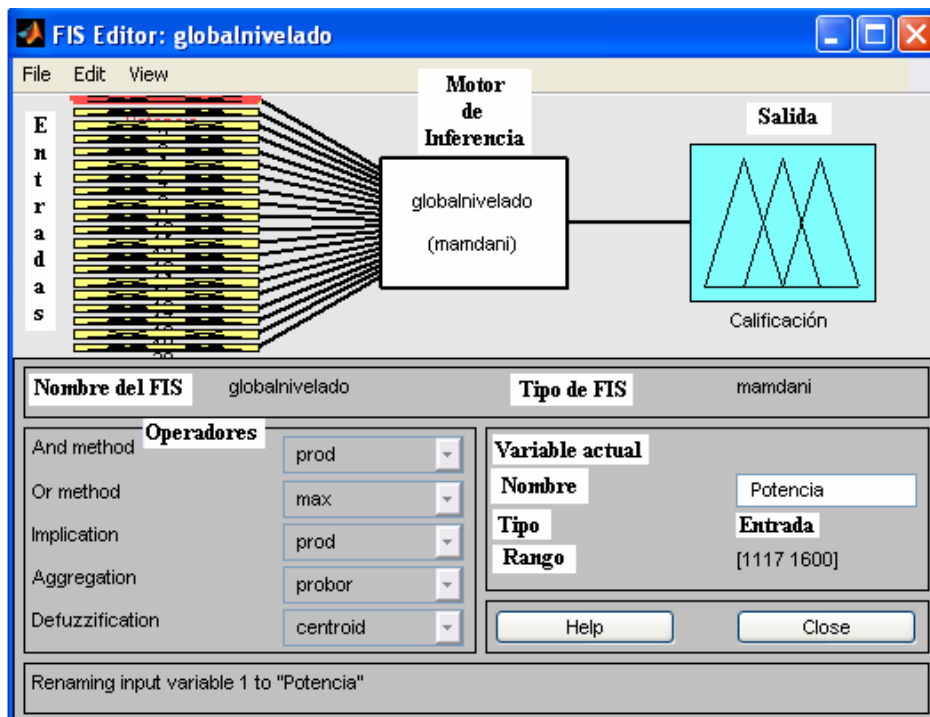


Figura 5.2. Editor para el sistema de inferencia difusa FIS “Globalnivelado”

5.4.2 Editor de funciones de pertenencia

En este editor, aparece cada entrada con sus respectivos conjuntos difusos repartidos dentro del rango del conjunto universo de entrada, también se observan las variables de entrada y de salida del sistema, y se puede seleccionar cada variable, para construir las funciones de pertenencia que representan a los conjuntos difusos dentro del rango donde tiene sentido la variable de entrada o salida que se esté modelando según la preferencia del analista. Dentro de este editor, aparece el nombre, el tipo, el rango y el rango visualizado de cada variable. La variable universo contiene las funciones de pertenencia que representan a los conjuntos difusos, y sus datos principales son: nombre, tipo y límites, ver figura 5.3.

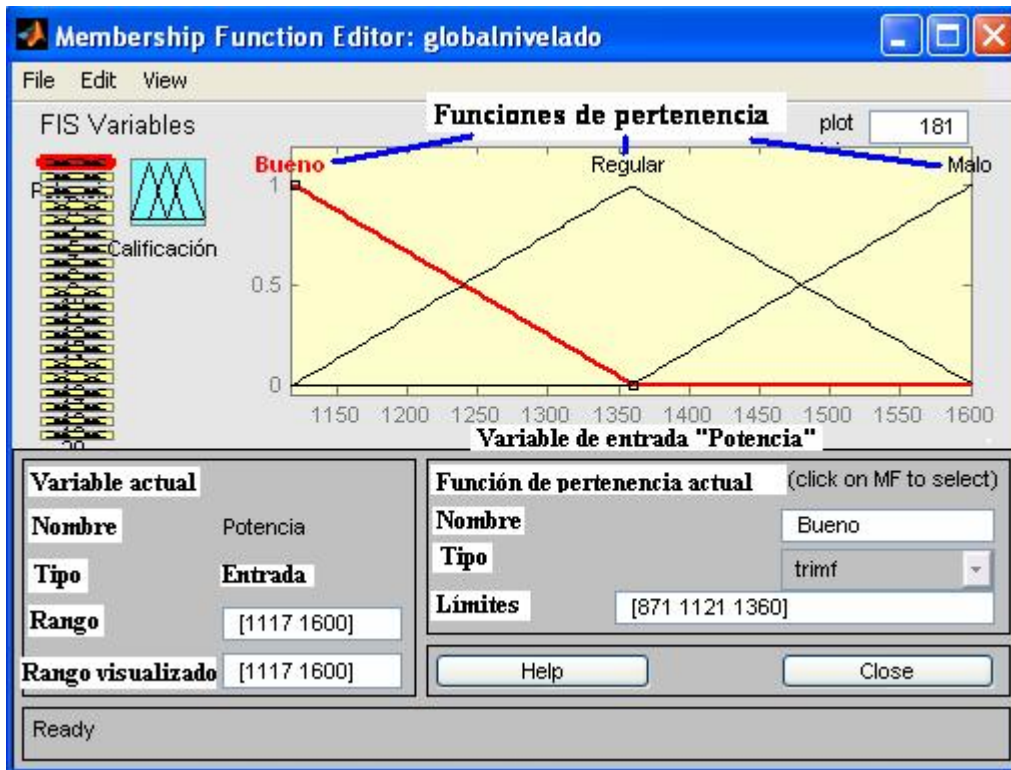


Figura 5.3. Editor de funciones de pertenencia para el sistema de inferencia difusa FIS “Globalnivelado”

Cada indicador se asoció a una variable de entrada. Las funciones de pertenencia de las variables de entrada se construyeron utilizando tres conjuntos etiquetados como *bueno*, *regular* y *malo* considerando la preferencia y el rango de variación de cada indicador, los cuales se definieron en la sección 4.2.

Las funciones de pertenencia de los conjuntos difusos de salida, obedecen únicamente a la variable calificación, la cual presenta un rango del [0, 10], donde se distribuyeron los conjuntos difusos etiquetados como: “Muy bueno”, “Bueno”, “Regular”, “Malo” y “Muy malo”. Ver la sección de apéndices.

5.4.3 Editor de reglas

En la figura 5.4 se muestra el Editor de reglas, con el cual se construye el cuerpo del programa mediante reglas de implicación. Las salidas o consecuentes se colocan de tal forma que sus funciones queden directamente determinadas por las entradas o antecedentes es decir si el antecedente es bueno, entonces el consecuente es bueno y al contrario.

Este editor permite construir las reglas que serán el motor del programa, permite borrar, cambiar o agregar las reglas del modelo de inferencia, permite usar los operadores OR y AND cuando se trata de la combinación de varios antecedentes. Permite también el uso del operador NOT o COMPLEMENTO. Además facilita la asignación de pesos a cada una de las reglas según el grado de importancia que tenga el indicador asociado a cada regla.

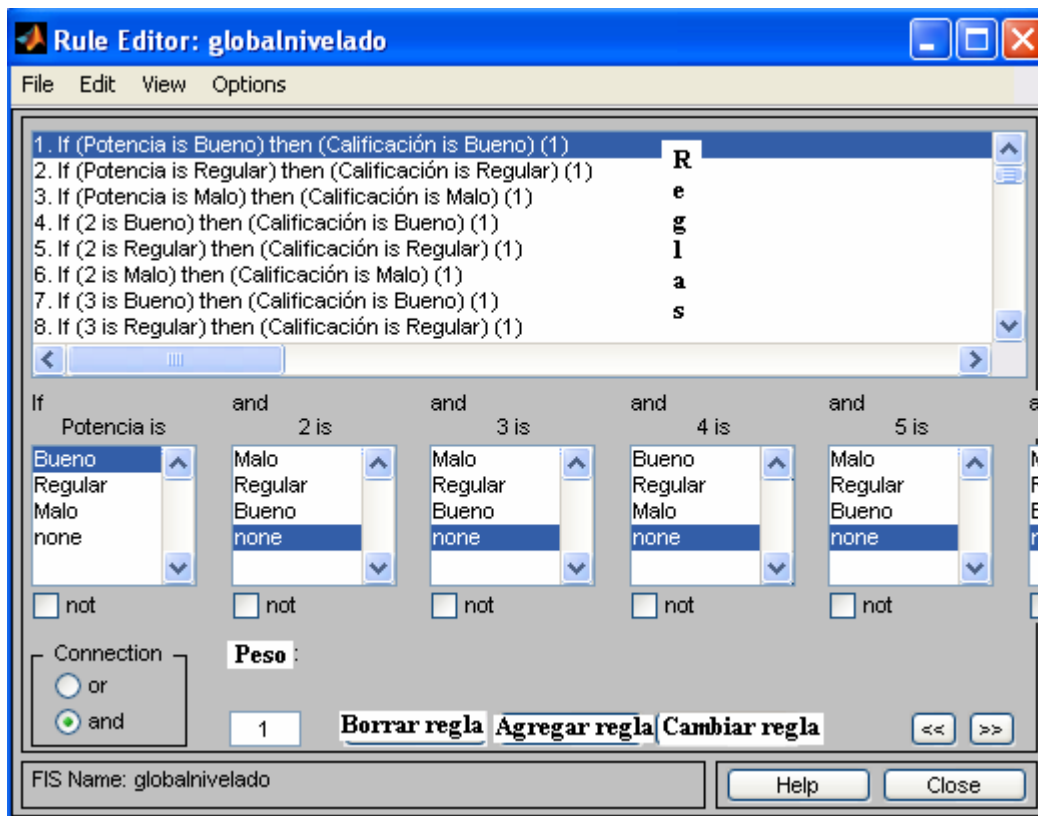


Figura 5.4. Editor de reglas para el sistema de inferencia difusa FIS “Globalnivelado”

El antecedente sirve para calificar al consecuente, es decir si el antecedente es “Bueno” entonces el consecuente es “Bueno”, si es “Regular”, entonces el consecuente es “Regular” y si es “Malo”, entonces el consecuente es “Malo”, o si el antecedente es la intersección de varios antecedentes “Buenos”, entonces el consecuente es “Muy bueno”, y si es la intersección de varios antecedentes “Malos”, entonces el consecuente será “Muy malo”.

5.4.4 Visor de superficie

Este módulo muestra los gráficos construidos a partir de las variables de entrada en función de la variable de salida, pueden verse gráficos construidos con una variable de entrada en función a una variable de salida y la combinación de dos variables de entrada cualesquiera en función de la variable de salida, cuyo resultado será un gráfico de superficie, el cual se muestra en tres dimensiones, una para cada variable de entrada y una para la variable de salida. Estos gráficos dependen de las variables de entrada y de salida, de las funciones de pertenencia, de los operadores difusos y de las reglas de implicación.

La figura 5.5 representa el visor de superficie para el caso particular del sistema de inferencia difusa “globalnivelado”. En esta figura se muestra el gráfico de superficie de las variables de entrada “Potencia” y “Eficiencia”; se observa que para antecedentes pequeños de potencia, el consecuente otorga una buena calificación y al contrario. Para la variable de entrada de eficiencia se observa que para valores pequeños como antecedentes de eficiencia, recibe como consecuente una calificación mala, y al contrario.

En el visor de superficie se puede ajustar el número de rejillas de la superficie, se pueden observar individualmente todos los gráficos resultado de una entrada y su respectiva salida, o los gráficos de superficie, resultado de la combinación de dos variables de entrada cualesquiera y la variable de salida, mediante su selección en las cajas desplegables entrada x, entrada y, y salida z.

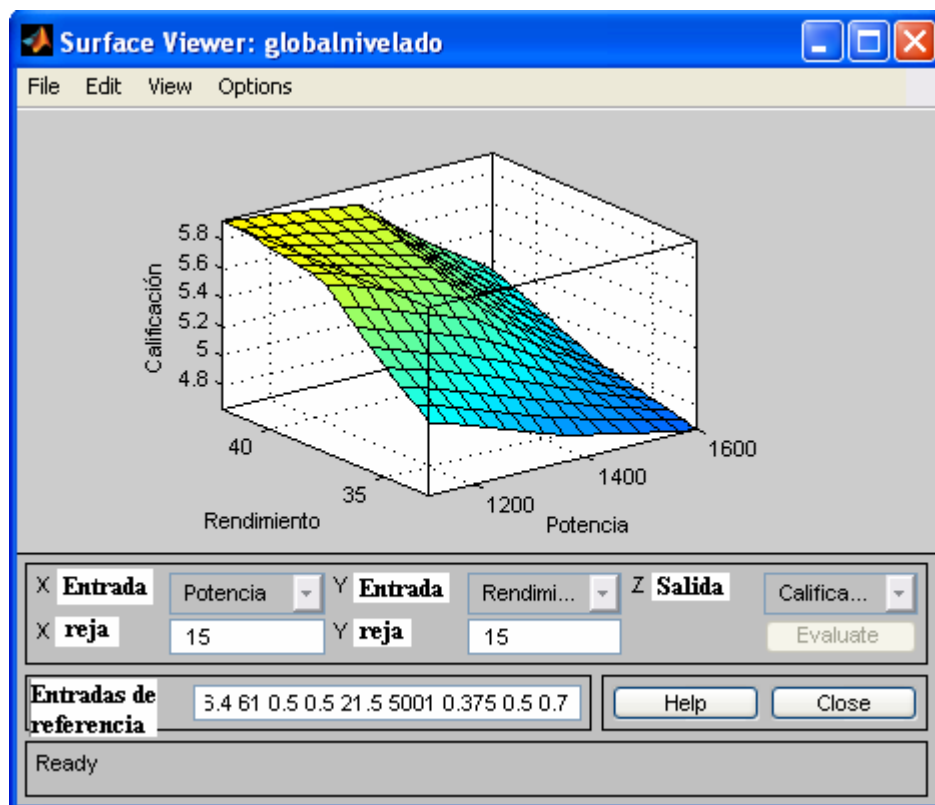


Figura 5.5. Visor de superficie del sistema de inferencia difusa FIS “Globalnivelado”, con entradas “Potencia y Eficiencia” y salida “Calificación”

5.4.5 Visor de reglas

En el visor de reglas, se muestra en forma gráfica cada una de las reglas de inferencia, de todas las variables de entrada, con su respectiva calificación. También se muestra la agregación de todas las salidas en un solo conjunto difuso, donde aparece una línea que marca el centro de gravedad del área bajo la curva, ese es el valor representativo de todo el

sistema de inferencia, en este caso es la calificación del reactor en particular que se esté evaluando. Valor que aparece numéricamente en la parte superior derecha del visor de reglas.

En la parte inferior izquierda aparece una caja de texto donde se colocan los antecedentes del reactor a evaluar. Ahí mismo pero más abajo aparece el nombre del FIS con el que se está trabajando y el número de reglas que contiene.

En la parte inferior central aparece el número de puntos graficados. En la esquina inferior derecha del visor de reglas aparecen botones de abajo, arriba, izquierda y derecha que permiten mover los gráficos de las reglas, con el objetivo que el usuario pueda ver con claridad todas las reglas y los resultados del sistema de inferencia difusa FIS, ver figura 5.6.

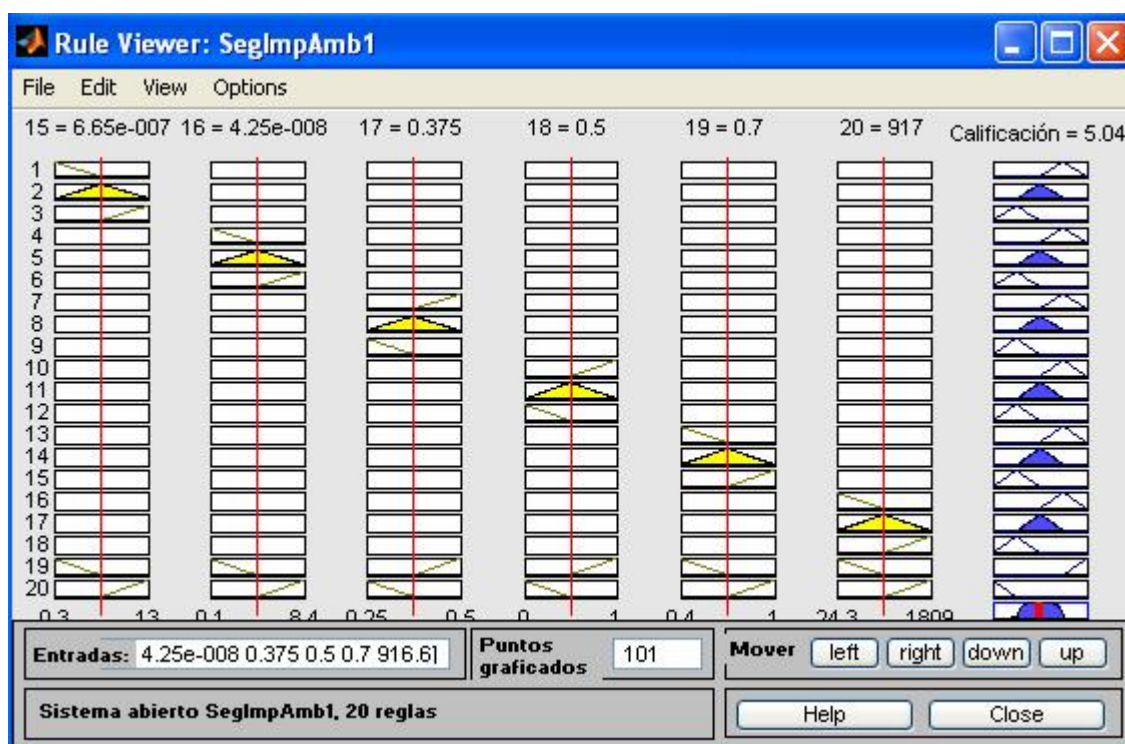


Figura 5.6. Visor de reglas del sistema de inferencia difusa FIS “SegImpAmb1”

5.5 Sistema de inferencia difusa para la evaluación de los reactores

Para la construcción del sistema de inferencia difusa, se usó el Toolbox fuzzy de Matlab [47]. Las funciones de pertenencia de las variables de entrada se construyeron a partir de la matriz de indicadores de evaluación dando los rangos de los conjuntos universo, del valor menor al mayor de cada indicador. Los conjuntos difusos de entrada se etiquetaron como: “Bueno”, “Regular” y “Malo”, según la preferencia. En ocasiones los valores pequeños estarán asociados a “Bueno” y los grandes a “Malo” y en ocasiones es lo contrario.

Los conjuntos difusos de salida son: “Muy bueno”, “Bueno”, “Regular”, “Malo” y “Muy malo”.

Se construyeron para cada variable de entrada tres reglas de implicación para otorgarle a cada conjunto difuso su consecuente directamente proporcional a su antecedente es decir *Si x es Bueno, entonces y es Bueno*. Adicionalmente se construyeron dos reglas en las que el antecedente es la intersección (operador AND) de los conjuntos “Bueno” de todas las variables de entrada con la implicación de “Muy bueno” en el consecuente (o variable de salida). Es decir cuando en la regla el antecedente tiene todas las entradas pertenecientes a “Bueno”, el consecuente será “Muy bueno”; y cuando en la regla se tiene el antecedente con todas “Malo”, el consecuente será “Muy malo”.

Después se agregan los conjuntos difusos de salida de cada regla utilizando el operador AND con la implicación de *probor* para obtener sólo un conjunto difuso al que se le realiza el proceso de desdifusificación para obtener en valor real la calificación global de cada uno de los reactores seleccionados.

Es importante aclarar que se construyeron seis sistemas de inferencia difusa, de los cuales. Los cuatro primeros se refieren a:

- 1) Prácticas de planeación: (Los primeros 10 indicadores)
- 2) Evaluación del combustible nuclear: (Del indicador 11 al 14)
- 3) Seguridad e impacto ambiental: (Del indicador 15 al 20)
- 4) Calificación global: (Los 20 indicadores)

Para estos cuatro sistemas de inferencia se utilizó el conjunto de pesos que aparece en los casos 1, 2, 3 y 4 de la tabla 5.1.

Adicionalmente a los estudios anteriores, y con el fin de obtener resultados que permitan realizar un análisis de sensibilidad se construyeron dos FIS más, uno para el FIS Global donde se realizan los ajustes de peso siguientes: le otorga el peso de 1 a los indicadores de costo (Costo de inversión, costo de O&M y costo de combustible) y al indicador de madurez, ya que se considera que son los indicadores sobre los que recae la decisión de elección y por lo tanto se les da la máxima importancia. A los demás indicadores se les otorgó el peso de 0.8, ya que se les considera de importancia secundaria. Para el FIS bajo el criterio de prácticas de planeación se le realizaron los mismos ajustes, sólo se le otorgó el peso 0.0 a las reglas de los indicadores que no fueron tomados en cuenta. En este caso se usó el conjunto de pesos para los casos 5 y 6 de la tabla 5.1.

Tabla 5.1. Pesos para el conjunto de reglas de cada indicador para los casos FIS.

No.	Reglas	P E S O S					
		Caso 1	Caso 2	Caso 3	Caso 4	Caso 5	Caso 6
1	Si Indicador 1 Bueno entonces calificación Buena	1	0	0	1	0.8	0.8
2	Si Indicador 1 Regular entonces calificación Regular	1	0	0	1	0.8	0.8
3	Si Indicador 1 Malo entonces calificación Mala	1	0	0	1	0.8	0.8
4	Si Indicador 2 Bueno entonces calificación Buena	1	0	0	1	0.8	0.8
5	Si Indicador 2 Regular entonces calificación Regular	1	0	0	1	0.8	0.8
6	Si Indicador 2 Malo entonces calificación Mala	1	0	0	1	0.8	0.8
7	Si Indicador 3 Bueno entonces calificación Buena	1	0	0	1	0.8	0.8
8	Si Indicador 3 Regular entonces calificación Regular	1	0	0	1	0.8	0.8
9	Si Indicador 3 Malo entonces calificación Mala	1	0	0	1	0.8	0.8
10	Si Indicador 4 Bueno entonces calificación Buena	1	0	0	1	0.8	0.8
11	Si Indicador 4 Regular entonces calificación Regular	1	0	0	1	0.8	0.8
12	Si Indicador 4 Malo entonces calificación Mala	1	0	0	1	0.8	0.8
13	Si Indicador 5 Bueno entonces calificación Buena	1	0	0	1	0.8	0.8
14	Si Indicador 5 Regular entonces calificación Regular	1	0	0	1	0.8	0.8
15	Si Indicador 5 Malo entonces calificación Mala	1	0	0	1	0.8	0.8
16	Si Indicador 6 Bueno entonces calificación Buena	1	0	0	1	1	1
17	Si Indicador 6 Regular entonces calificación Regular	1	0	0	1	1	1
18	Si Indicador 6 Malo entonces calificación Mala	1	0	0	1	1	1
19	Si Indicador 7 Bueno entonces calificación Buena	1	0	0	1	0.8	0.8
20	Si Indicador 7 Regular entonces calificación Regular	1	0	0	1	0.8	0.8
21	Si Indicador 7 Malo entonces calificación Mala	1	0	0	1	0.8	0.8
22	Si Indicador 8 Bueno entonces calificación Buena	1	0	0	1	1	1
23	Si Indicador 8 Regular entonces calificación Regular	1	0	0	1	1	1
24	Si Indicador 8 Malo entonces calificación Mala	1	0	0	1	1	1
25	Si Indicador 9 Bueno entonces calificación Buena	1	0	0	1	1	1
26	Si Indicador 9 Regular entonces calificación Regular	1	0	0	1	1	1
27	Si Indicador 9 Malo entonces calificación Mala	1	0	0	1	1	1
28	Si Indicador 10 Bueno entonces calificación Buena	1	0	0	1	1	1
29	Si Indicador 10 Regular entonces calificación Regular	1	0	0	1	1	1
30	Si Indicador 10 Malo entonces calificación Mala	1	0	0	1	1	1
31	Si Indicador 11 Bueno entonces calificación Buena	0	1	0	1	0.8	0
32	Si Indicador 11 Regular entonces calificación Regular	0	1	0	1	0.8	0
33	Si Indicador 11 Malo entonces calificación Mala	0	1	0	1	0.8	0
34	Si Indicador 12 Bueno entonces calificación Buena	0	1	0	1	0.8	0

35	Si Indicador 12 Regular entonces calificación Regular	0	1	0	1	0.8	0
36	Si Indicador 12 Malo entonces calificación Mala	0	1	0	1	0.8	0
37	Si Indicador 13 Bueno entonces calificación Buena	0	1	0	1	0.8	0
38	Si Indicador 13 Regular entonces calificación Regular	0	1	0	1	0.8	0
39	Si Indicador 13 Malo entonces calificación Mala	0	1	0	1	0.8	0
40	Si Indicador 14 Bueno entonces calificación Buena	0	1	0	1	0.8	0
41	Si Indicador 14 Regular entonces calificación Regular	0	1	0	1	0.8	0
42	Si Indicador 14 Malo entonces calificación Mala	0	1	0	1	0.8	0
43	Si Indicador 15 Bueno entonces calificación Buena	0	0	1	1	0.8	0
44	Si Indicador 15 Regular entonces calificación Regular	0	0	1	1	0.8	0
45	Si Indicador 15 Malo entonces calificación Mala	0	0	1	1	0.8	0
46	Si Indicador 16 Bueno entonces calificación Buena	0	0	1	1	0.8	0
47	Si Indicador 16 Regular entonces calificación Regular	0	0	1	1	0.8	0
48	Si Indicador 16 Malo entonces calificación Mala	0	0	1	1	0.8	0
49	Si Indicador 17 Bueno entonces calificación Buena	0	0	1	1	0.8	0
50	Si Indicador 17 Regular entonces calificación Regular	0	0	1	1	0.8	0
51	Si Indicador 17 Malo entonces calificación Mala	0	0	1	1	0.8	0
52	Si Indicador 18 Bueno entonces calificación Buena	0	0	1	1	0.8	0
53	Si Indicador 18 Regular entonces calificación Regular	0	0	1	1	0.8	0
54	Si Indicador 18 Malo entonces calificación Mala	0	0	1	1	0.8	0
55	Si Indicador 19 Bueno entonces calificación Buena	0	0	1	1	0.8	0
56	Si Indicador 19 Regular entonces calificación Regular	0	0	1	1	0.8	0
57	Si Indicador 19 Malo entonces calificación Mala	0	0	1	1	0.8	0
58	Si Indicador 20 Bueno entonces calificación Buena	0	0	1	1	0.8	0
59	Si Indicador 20 Regular entonces calificación Regular	0	0	1	1	0.8	0
60	Si Indicador 20 Malo entonces calificación Mala	0	0	1	1	0.8	0
61	Si todos los Indicadores 1 a 20 son Bueno, entonces calificación Muy buena	1	1	1	1	0.8	0
62	Si todos los Indicadores 1 a 20 son Malo, entonces calificación Muy mala	1	1	1	1	0.8	0

6 RESULTADOS

Como ya se mencionó, los indicadores de evaluación se subdividieron en tres criterios: prácticas de planeación de la planta, combustible, y seguridad e impacto ambiental. Para cada uno de estos criterios se obtuvo una calificación y además otra calificación que integró todos los indicadores de evaluación. En la Tabla 6.1 se muestran los resultados de las calificaciones en la escala del 0 al 10 todos con peso 1; es importante mencionar que estas calificaciones fueron normalizadas.

Tabla 6.1. Calificaciones de los reactores en los diferentes criterios con peso 1 para todas las reglas.

Criterio	Prácticas de planeación	Combustible	Seguridad e impacto ambiental	Global
Reactor	Caso 1	Caso 2	Caso 3	Caso 4
ABWR	9.41	9.21	7.94	9.86
ESBWR	10.00	9.13	7.97	9.98
EPR	8.90	10.00	7.84	9.78
AP1000	9.31	9.36	10.00	10.00
PBMR	9.52	9.69	7.69	9.86

Con las calificaciones obtenidas de cada reactor se presentan gráficos que permiten apreciar de manera más clara cuál es el mejor reactor de acuerdo a esta metodología para el conjunto de datos utilizado (ver Figura 6.1). Se indica el nombre de cada reactor y su respectiva calificación en la escala del 0 a 10, en algunos gráficos la escala es del 9 al 10 ya que las calificaciones están tan próximas que en la escala de 0 a 10 no se apreciaría una diferencia significativa entre ellas. De las calificaciones obtenidas, el reactor que tenga la mayor calificación es el mejor según esta metodología.

Tabla 6.2 Comparación de las calificaciones de los reactores para el criterio de prácticas de planeación y calificación global con peso 1 y varios pesos.

Criterio	Prácticas de planeación un solo peso 1	Prácticas de planeación Varios pesos	Global un solo peso Caso 4	Global Varios pesos Caso 5
Reactor	Caso 1	Caso 6		
ABWR	9.40	9.45	9.86	9.71
ESBWR	10.00	10.00	9.98	9.81
EPR	8.90	8.84	9.78	9.58
AP1000	9.31	9.31	10.00	10.00
PBMR	9.52	9.60	9.86	9.67

Los resultados de la tabla 6.2 muestran una comparación de las calificaciones para los FIS con pesos 1 y los FIS con pesos diferentes de 1, casos 5 y 6 de la tabla 5.1, resultados que son necesarios como análisis de sensibilidad, ya que muestran la influencia de los pesos en las reglas asociadas a cada indicador, dichos resultados también se muestran en la figura 6.2.

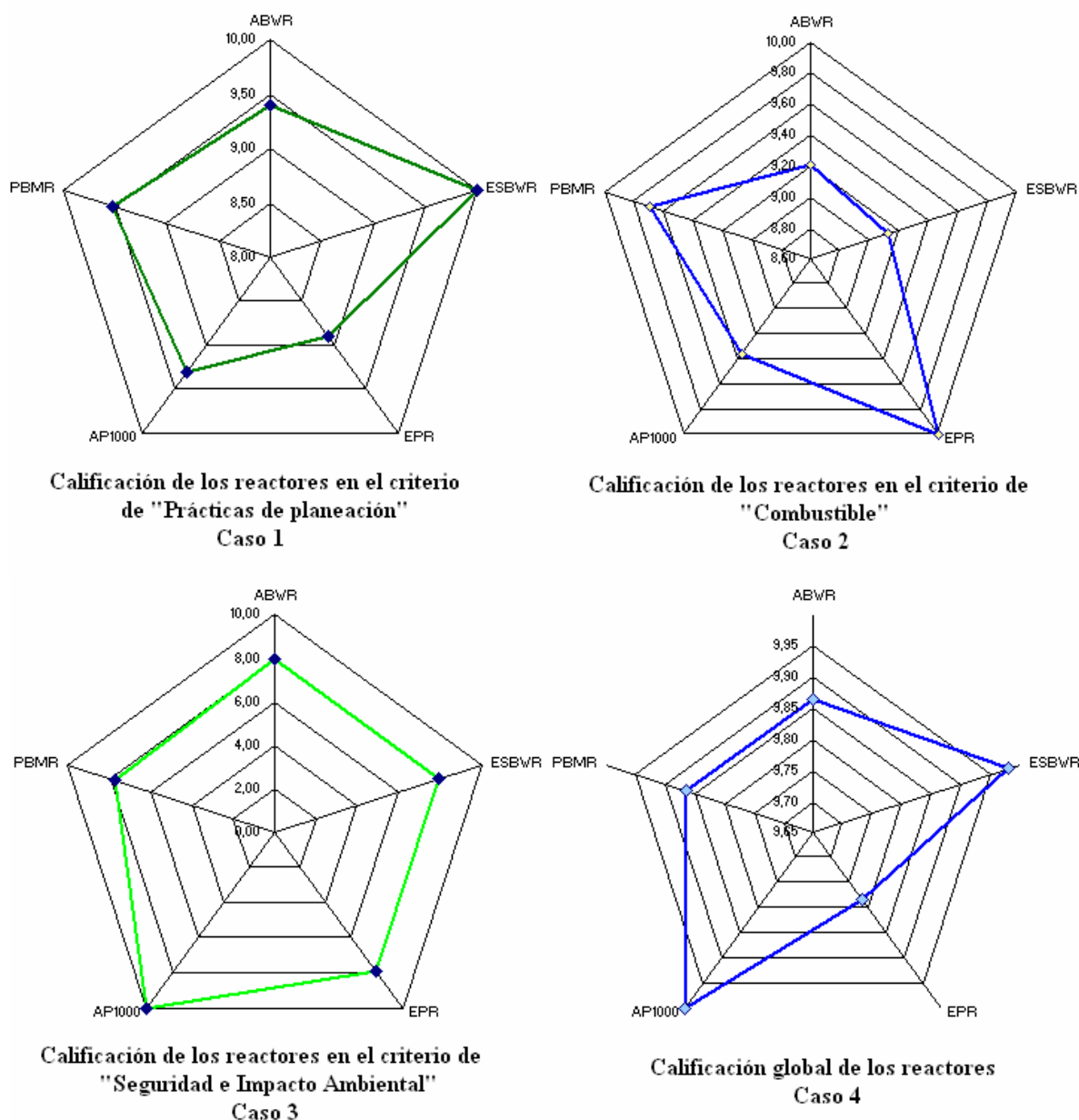


Figura 6.1 Calificaciones en base 10 para los diferentes reactores, separadas en tres criterios de evaluación y calificación global, con peso 1 para todas las reglas.

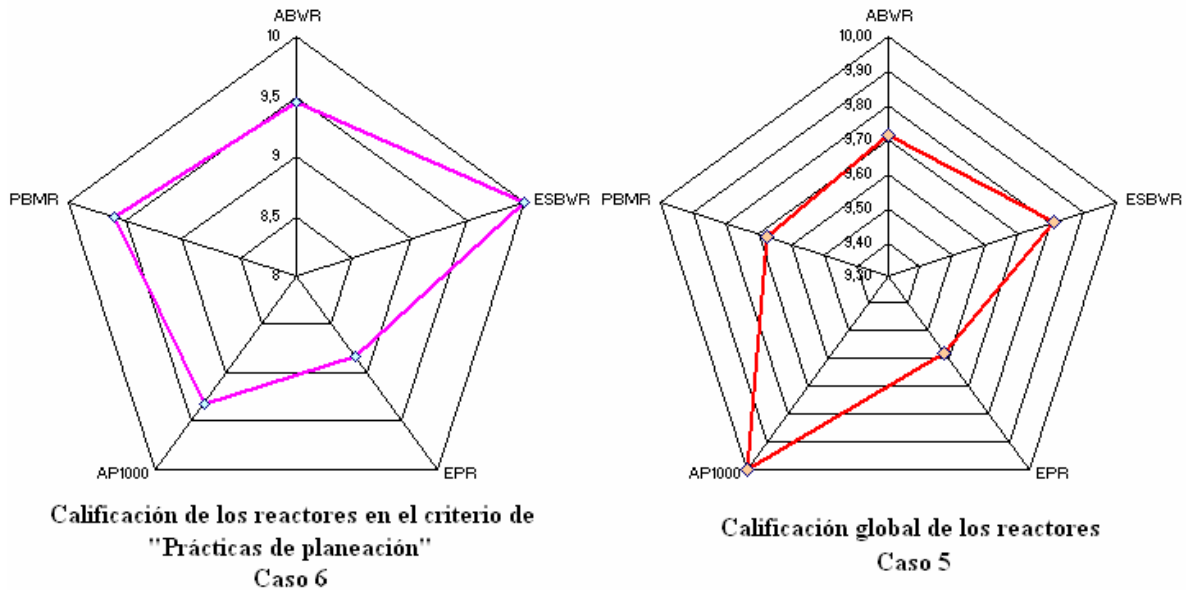


Figura 6.2 Calificaciones en base 10 para los diferentes reactores, para el criterio de "Prácticas de Planeación" y la calificación global, para diferentes pesos de las reglas.

Lo primero que se observa, es que las calificaciones de los diferentes reactores, no difieren mucho entre ellas, mostrando lo siguiente para los resultados con peso 1:

- Según el criterio de prácticas de planeación el mejor es el ESBWR, después está el PBMR, después el ABWR seguido por el AP1000, y al final el EPR.
- En el criterio de desempeño del combustible el mejor reactor es el EPR, en segundo lugar está el PBMR, le sigue el AP1000, seguido por el ABWR y al final el ESBWR.
- En el criterio de desempeño de la planta con respecto a la seguridad e impacto ambiental, el mejor es el AP1000, seguido por el ESBWR, después el ABWR, seguido por el EPR y al final el PBMR. En este criterio se observa que las calificaciones de los diferentes reactores se separan considerablemente y disminuyen drásticamente.
- La calificación global, que toma en cuenta a todos los indicadores de evaluación; coloca en primer lugar al AP1000, en segundo lugar al ESBWR, seguido muy de cerca por los reactores ABWR y PBMR y al final el EPR. La calificación del AP1000 es la mejor, sin embargo los otros reactores no tienen malas calificaciones.

En lo que corresponde a los resultados obtenidos cuando se introducen los valores de peso correspondiente a cada una de las reglas. En el criterio de prácticas de planeación

(caso 6) se observa que los reactores ABWR, ESBWR, AP1000 y PBMR mejoran su calificación, o la mantienen. El EPR es el reactor que empeora su calificación, ya que los indicadores de peso son los peores calificados para este tipo de tecnología pues presenta costos elevados de inversión, operación y mantenimiento de combustible.

En la calificación global (caso 5) se consolida el AP1000 como el mejor calificado, disminuye la calificación de los demás reactores, siendo los más castigados el EPR y el PBMR.

Los resultados de los FIS, global y prácticas de planeación, muestran variaciones pequeñas en comparación con los resultados con peso 1, si se colocan diferentes pesos a cada regla según su indicador de evaluación. Esas variaciones, consolidan al AP1000 como el mejor reactor calificado según esta metodología y con los datos utilizados.

7 CONCLUSIONES Y COMENTARIOS

Se construyó una metodología que sirve de herramienta en la toma de decisiones en la selección de reactores nucleares para instalarse en México en el corto plazo. Se basa en la utilización de matrices de indicadores y en una técnica para agregarlos y obtener una calificación global. Recuérdese utilizando lógica difusa se trató de traducir el pensamiento humano a lenguaje matemático formal. Se modeló el sistema de inferencia según la experiencia de los analistas y a partir de información abierta conseguida en Internet. Algunos indicadores de evaluación presentaban diferentes valores, de los cuales se escogieron los que se creyó se apegaban más a la realidad. Toda la información tendrá que ser verificada y en su caso cambiada cuando se utilicen los datos reales provenientes de proyectos específicos para México, proporcionados por los proveedores de reactores en un concurso de licitación.

Ningún reactor resultó ser el mejor en todos los indicadores y criterios de evaluación. La calificación global, que toma en cuenta a todos los indicadores de evaluación con el mismo peso; coloca en primer lugar al AP1000, en segundo lugar al ESBWR, seguido muy de cerca por los reactores ABWR y PBMR y al final el EPR. Introduciendo los factores de peso en las reglas, se consolida el AP1000 como el mejor calificado. Los reactores EPR y PBMR son sensibles a los factores de peso introducidos, ya que son los más castigados en la calificación global, siendo el EPR el único castigado en el criterio de prácticas de planeación, como en la calificación global.

En realidad no existe gran diferencia entre las calificaciones de los reactores en los diferentes criterios de evaluación. La responsabilidad de tomar la decisión adecuada ya no corresponde al autor de esta tesis, y esa decisión tendrá que ser tomada en su momento por las personas responsables de contratar e introducir tecnologías de generación de energía eléctrica a partir de plantas nucleoelectricas de tercera generación.

En particular para México, su industria nuclear de generación está basada en reactores de tipo BWR, por la experiencia que se tiene tanto en operación como en regulación en este tipo de reactores BWR, una consecuencia lógica sería seguir por esa misma línea, pero se recomienda no descartar a los demás reactores competidores, ya que los cinco presentan calificaciones muy buenas en los diferentes criterios de evaluación y el descartarlos reduciría la competencia y las posibles ofertas atractivas por parte de los proveedores.

En relación al PBMR es difícil que la NRC de los Estados Unidos lo certifique por no tener edificio de contención, situación que le resta oportunidades de mercado a nivel mundial. Se espera que para el 2011 quede lista una planta de demostración en Sudáfrica, situación que aclarará muchas incógnitas sobre este tipo de tecnología.

Esta metodología no ha sido calibrada, como trabajo futuro sería interesante evaluar estos reactores con otro tipo de herramienta multicriterio y comparar los resultados para la validación de la misma.

También como trabajo futuro se pueden agregar más indicadores de evaluación además de considerar otro tipo de tecnologías de reactores nucleares como el Reactor Canadiense de Agua Pesada (CANDU).

BIBLIOGRAFÍA

- 1 Naciones Unidas – Centro de información México, Cuba y República Dominicana. “Seguridad Nuclear”. http://www.cinu.org.mx/temas/des_sost/nuclear.htm (2006).
- 2 Nuclear Electricity 7th edition, ch 4, “The Front End of the Nuclear Fuel Cycle”, Advanced Reactors, table 8, (2003).
- 3 A. Tsuji, A. Endoh, Y. Asada, “Completion of ABWR Plant, Kashiwazaky-Karima Nuclear Power Station Unit; Nos. 6 and 7”; Hitachi Review; Vol. 47, No. 5, p. 5 (1998), http://www.hitachi.com/rev/1998/revoct98/r4_101.pdf.
- 4 Bruno Guerrini, Sandro Paci, "Lessons Of Nuclear Plants", Nuclear Plants, Volume II, p. 91- 110 (1999).
- 5 United States Department of Energy, Office of Nuclear Energy, Science and Technology and Nuclear Energy Research Advisory Committee, “A Roadmap to Deploy New Nuclear Power Plants in the United States by 2010”, Near Term Deployment Roadmap, Volume II, p.107, 212, 233 (2001).
- 6 Imran Moton, Yung Hee Lee, and Donald Mei, “Advanced Boiling Water Reactors (ABWR) Technical Data”, GE's ABWR poster. <http://www.nuc.berkeley.edu/designs/abwr/specs.html>
- 7 Nuclear Energy Agency, “Reduction of Capital Cost of Nuclear Power Plants; Organization for Economic Co-Operation and Development.
- 8 General Electric, “ESBWR”, Technology Fact Sheet, p. 1-3.
- 9 A.S. Rao; Summary and Conclusions; NRC Staff -GE Meeting; June 20 and 21, 2002; Rockville, Maryland; GE Nuclear Energy.
- 10 Charles Hufnagel, Patrick Germain, "The advanced nuclear reactor EPR", PRESS KIT AREVA, (2005).
- 11 Framatome ANP Tour AREVA, “The EPR, a strategic choice”, AREVA, www.framatome-anp.com (2005).
- 12 AREVA; Global Perspectives for Nuclear Power Generation; Dr. Ralf Güldner Managing Director Framatome ANP GmbH; Wolfgang Breyer Corporate Communications, Framatome ANP GmbH, p. 36, http://www.psam7.org/presentation_Gueldner-Breyer.pdf (2006)
- 13 Robert C., Twilley Jr., "EPR development An evolutionary design process"; NUCLEAR NEWS,p. 26-30., (2004).
- 14 Westinghouse Electric Company, “Westinghouse AP1000 Meeting Today’s and Tomorrow’s Electrical Generation Requirements”, Westinhouse, p. 2-4.
- 15 Westinghouse Electric Company LLC, a BNFL Group company, AP1000, Huestinghouse,<http://www.ap1000.westinghousenuclear.com/> (2004)
- 16 R. Mayson, "Reactor developments the AP-1000", Nuclear Congrese 2003, <http://www.bnes.com/Events/Past/2003-06-19-Visions2003/Mayson.pdf>;
- 17 Westinghouse, “Westinghouse – AP1000”, Technology Fact Sheet, p. 1-3
- 18 Pebble Bed Reactor Technology; Future Pebble Bed Reactor Technology PBMR Development Eskom Holdings Limited Reg No 2002/015527/06.
- 19 Uranium Information Centre A.B.N., “Advanced Nuclear Power Reactors, Nuclear Issues Briefing”, *Paper 16*, HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED REACTORS, PBMR, <http://www.uic.com.au/nip16.htm>.(2005)

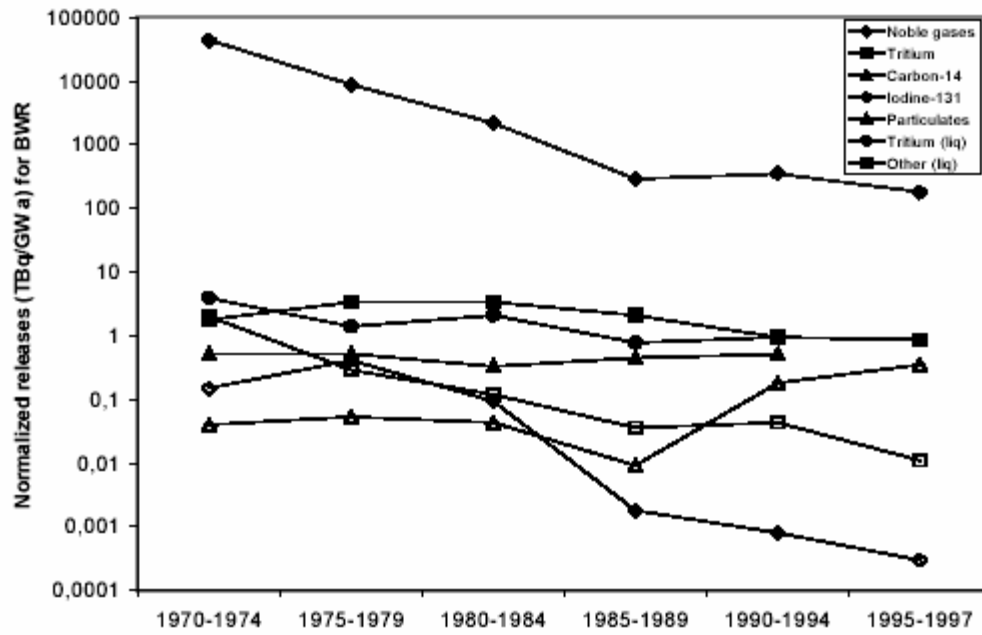
- 20 S. Thomas, "The Economic Impact of the Proposed Demonstration Plant for the Pebble Bed Modular Reactor Design", *Public Service International Research Unit University of Greenwich UK*, (2005).
- 21 Pebble Bed Modular Reactors: South Africa, "Leads the World to this New Design", <http://groups.msn.com/AAEA/pbmr.msnw> (2006)
- 22 Pebbled Bed Modular Reactor (Pty) Ltd., "HOW THE PBMR FUELING SYSTEM WORKS", p. 1-2, <http://www.pbmr.com/> (2005).
- 23 Tom Ferreira, "El modelo nuclear de Sudáfrica", *Boletín del OEA*, No. 46/1, p. 48-50, (2004).
- 24 T. Abram, "Pebble Bed Modular Reactor: Technology & Project Overview", *BNFL Technology & Services*, **BNFL, Wuestinghouse**.
- 25 Consejo de Seguridad Nuclear, "Guía de Seguridad 1.14, Criterios básicos para la realización de aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad", Madrid, (2001).
- 26 United States Department of Energy, "Study of Construction Technologies and Schedules, O&M Staffing and Cost, Decommissioning Costs and Funding Requirements for Advanced Reactor Designs", Dominion Energy Inc., Volume 1, p. 10, 14, 21,30, (2004).
- 27 General Electric, Nuclear Energy, "ABWR Advanced boiling Water reactor plant General Description - First of the Next Generation", General Electric, Chapter 12: Plant Economics and Project Schedule. p. 1, 7, <http://www.engr.sjsu.edu/jrhee/me210/Chapter12.pdf>, (2000).
- 28 David Hinds and Chris Maslak, "Next-generation nuclear energy: The ESBWR", *Nuclear News*, p. 36, <http://www.ans.org/pubs/magazines/nn/docs/2006-1-3.pdf>, (2006).
- 29 LUNGMEN UNITS 1 & 2, "Preliminary Safety Analysis Report", p. 25.
- 30 Atambir. S. Rao, "Development of Advanced Light Water Reactors", General Electric, Nuclear Energy, USA, p. 75
- 31 Nuclear Energy Agency Organisation for Economic Co-Operation and Development, "Effluent Release Options from Nuclear Installations", OECD, p. 41-50 (2003).
- 32 D. Beutier, B. Bonin, A. Gouchet, D. Grenêche, H. Masson, J.-L. Nigon, B. Quesne and D. Robert of COGEMA and M. Watteau and X. Dumont of FRAMATOME ANP, "All about Nuclear Energy from Atom to Zirconium", AREVA, Paris France, (2005).
- 33 A Study Conducted at The University of Chicago, "The Economic Future Of Nuclear Power, p. 46 (2004).
- 34 Steve Thomas, "The Economics of Nuclear Power Presentation at the launch of Nuclear Power: Myth and Reality", PSIRU, University of Greenwich, November, p. 10. (2005).
- 35 Stephen M. Mazurkiewicz, "Nuclear Power Plant Design Comparison", AREVA Framatome ANP, Inc., p. 2, 7
- 36 An AREVA and Siemens company, "AFA Technology PWR Fuel Assemblies Economic and Reliable", Framatome ANP Inc. p. 2. (2002).
- 37 Joseph Williams, "Summary of July 21, 2005, Meeting With Framatome And Regarding EPR Pre-Application Review Topics August 16, 2005", NRC, p. 1. (2005).

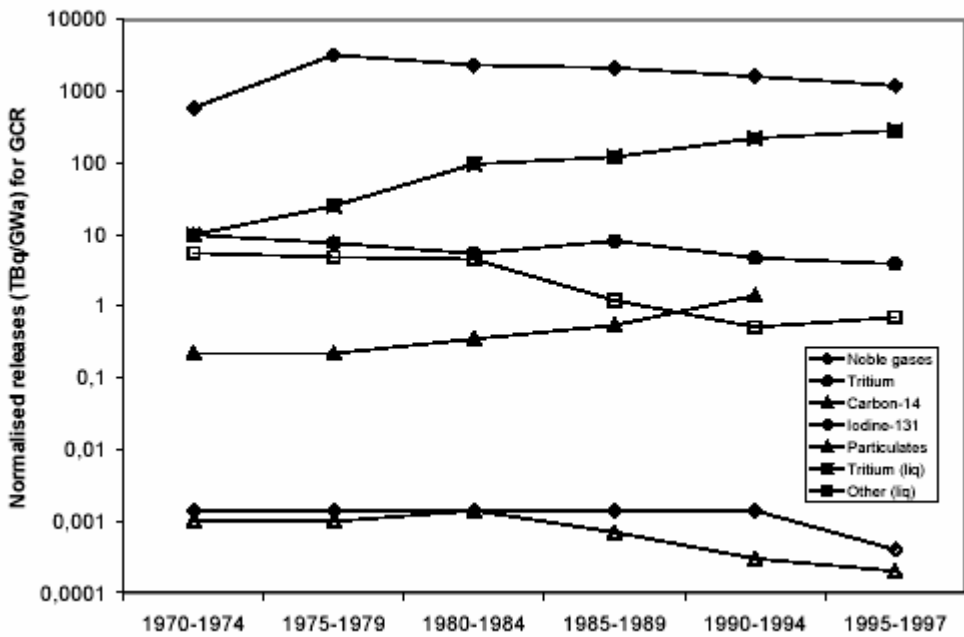
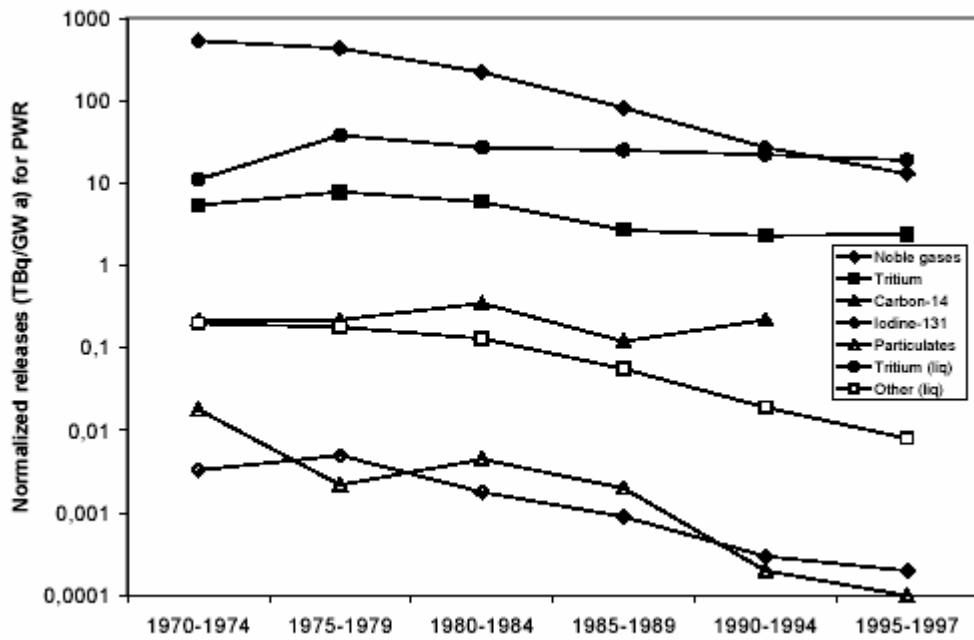
- 38 Marvin Fertel, “Testimony for the Record Energy and Natural Resources Committee”, Nuclear Energy Institute (NEI), p. 3. (2005)
- 39 Gianfranco Saiu, Monica Linda Frogheri, “AP1000 Nuclear Power Plant Overview”, ANSALDO Energia S.p.A - Nuclear Division Corso Perrone, Genoe ITALY, p. 5. http://www.ansaldonucleare.it/TPap0305/NNPP/NPP_37.pdf
- 40 Página de la U.S. Nuclear Regulatory Commission, 19. SEVERE ACCIDENTS, p.262 <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1793/chapter19.pdf>
- 41 Pebble Bed Modular Reactor (Pty) Ltd – Disclaimer, “Why PBMR Technology?”, Pebble Bed Modular nuclear Reactor Technology innovatively rewrites the design concept for nuclear reactors with significant benefits, p. 3. <http://www.pbmr.co.za/download/WhyPBMR.pdf>. (2005).
- 42 Frederik Reitsma, “ZZ-PBMR-400, OECD/NEA PBMR Coupled Neutronics/Thermal Hydraulics Transient Benchmark - The PBMR-400 Core Design”, Nuclear Energy Agency, (2005). <http://www.nea.fr/abs/html/nea-1746.html>
- 43 John M.Tuohy Jr. PE PBMR (Pty) LLC, “Power Supply The Future is now”, New & Emerging Technologies Conference, Phoenix. AZ., p. 8 (2006).
- 44 Sue Ion, David Nicholls, Regis Matzie and Dieter Matzner, “Pebble Bed Modular Reactor The First Generation IV Reactor To Be Constructed”, World Nuclear Association Annual Symposium, London, 3-5 September 2003, p.3-4. (2003)
- 45 The Honorable Nils J. Diaz Chairman U.S. Nuclear Regulatory Commission Washington, DC 20555, “Report on Two Policy Issues Related to New Plant Licensing”, USA NRC, p. 4 (2005).
- 46 L. A. Zadeh, “Fuzzy Sets”. Information and Control. 8, 338-353 (1965).
- 47 Fuzzy Logic Toolbox User’s Guide for use with Matlab. The MathWorks, Inc. Version 2.1.1. (2004).

ANEXOS

Anexo 1

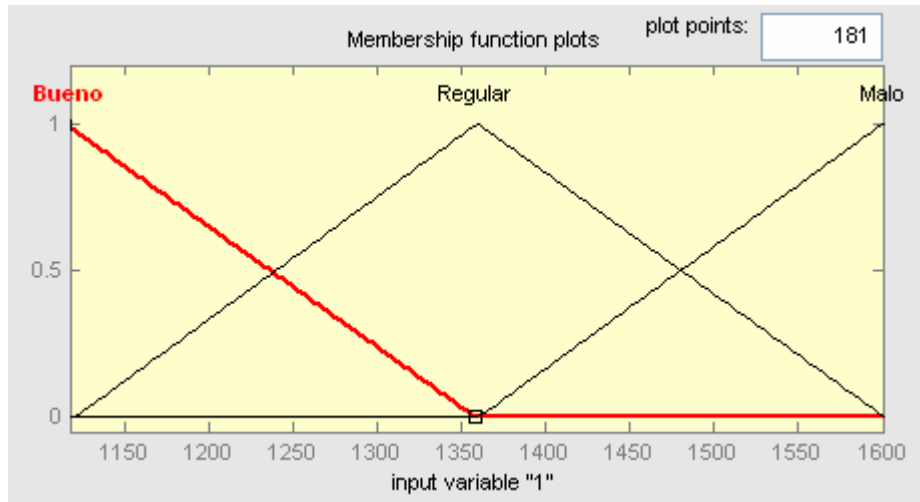
Gráficos de emisiones al aire en las tecnologías de reactores BWR, PWR y GCR [31]



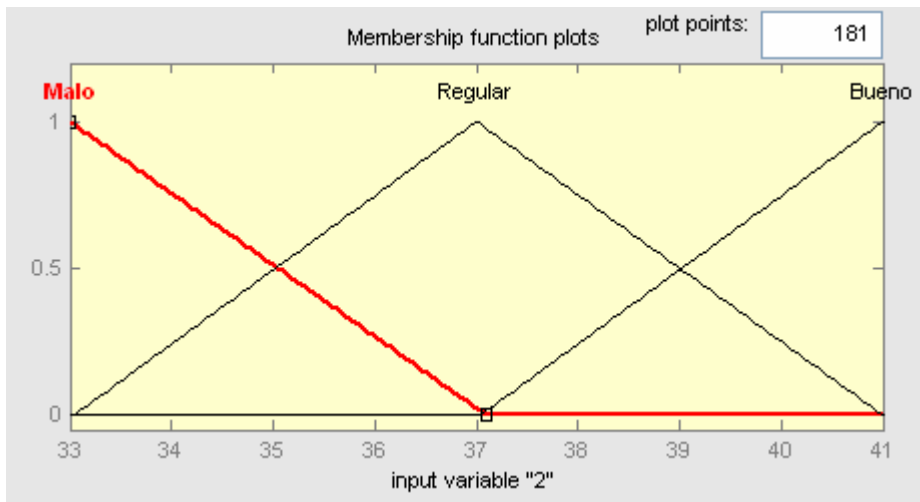


Anexo 2

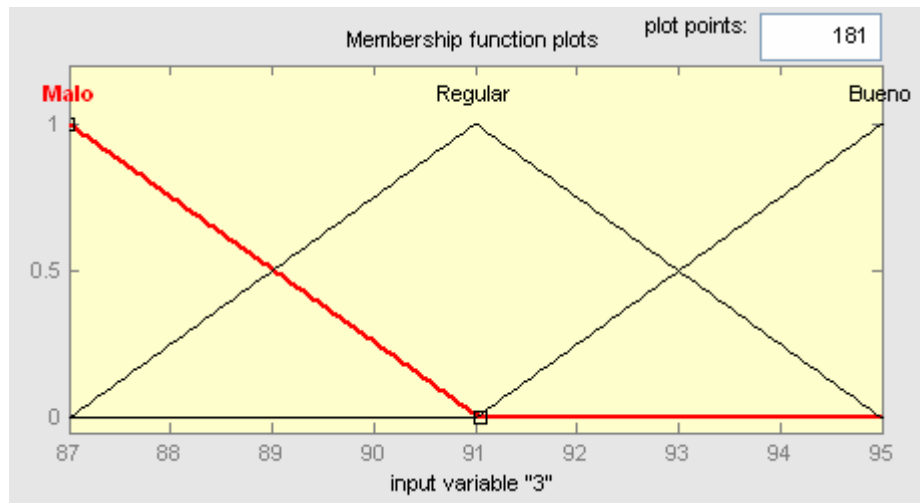
Variables de entrada y salida para el sistema de inferencia difusa FIS



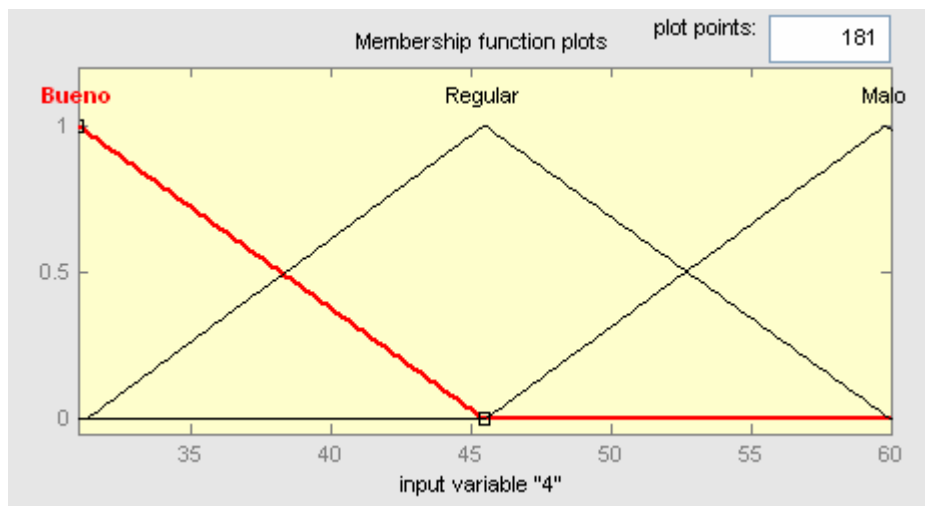
1. Potencia.



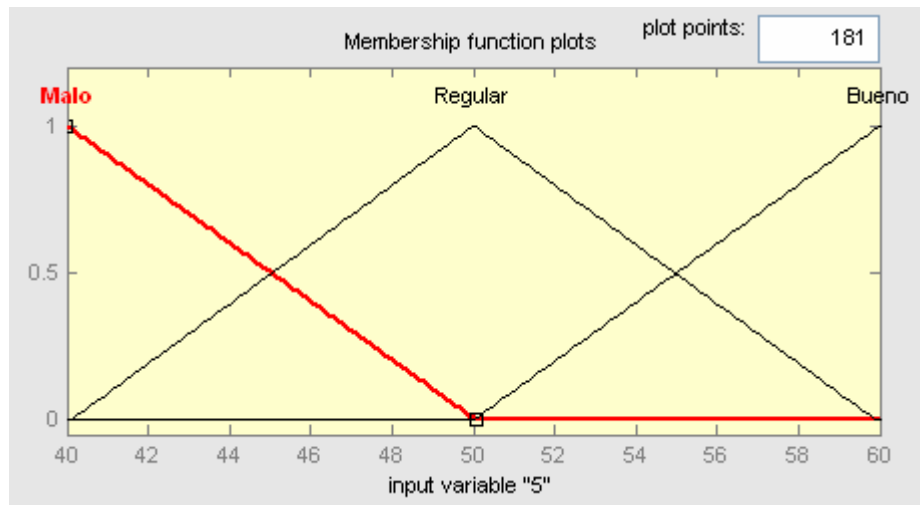
2. Eficiencia



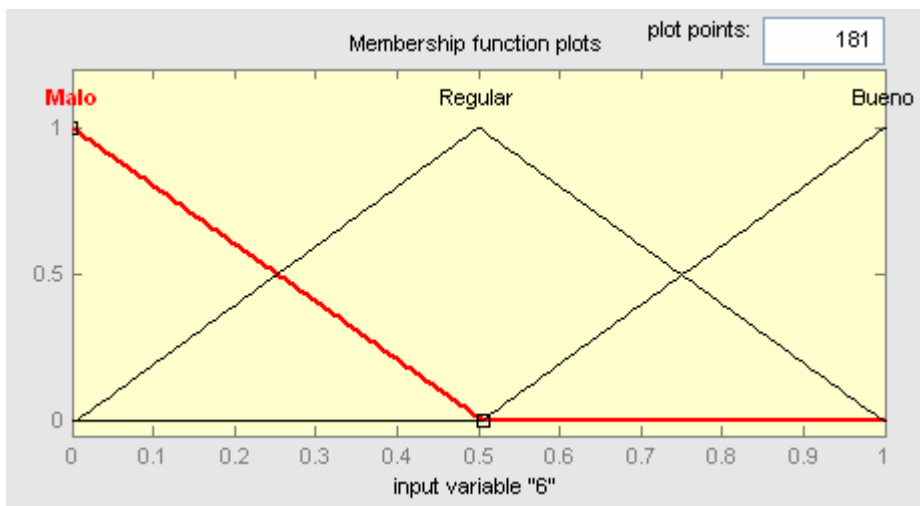
2. Factor de disponibilidad.



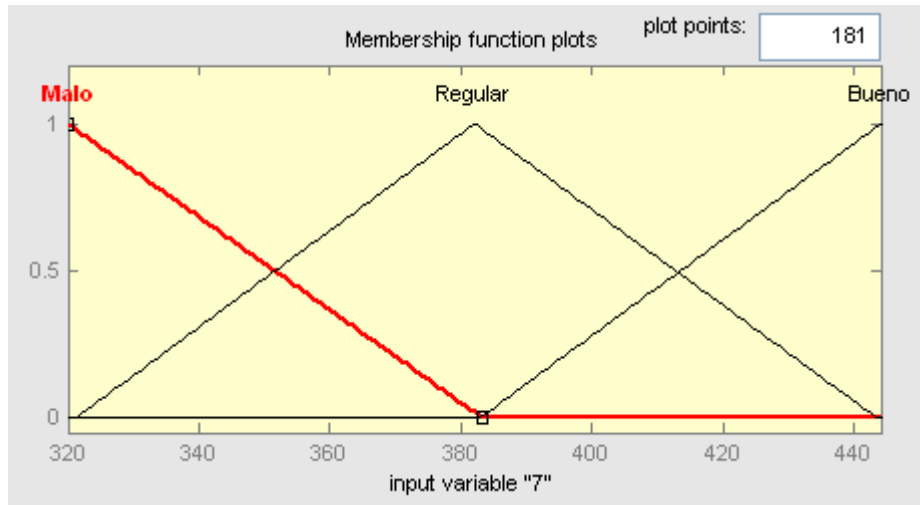
3. Tiempo de construcción.



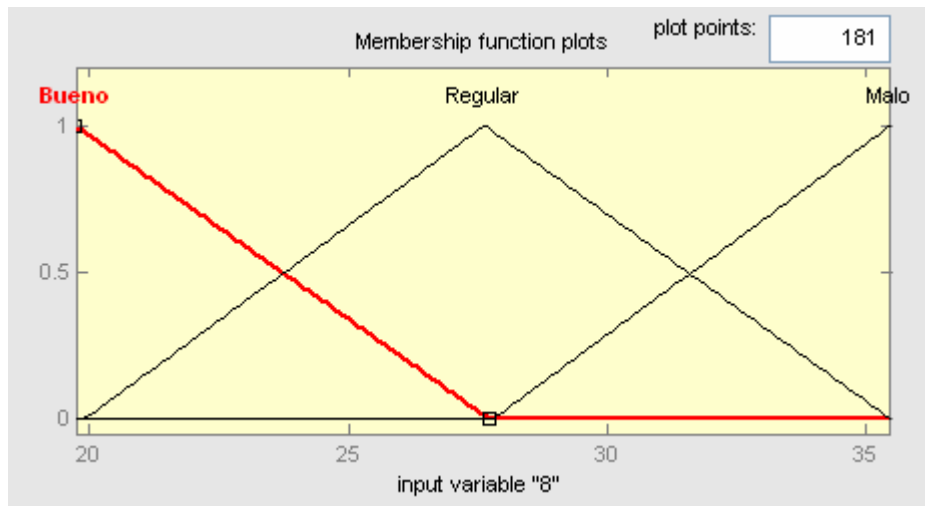
4. Vida útil.



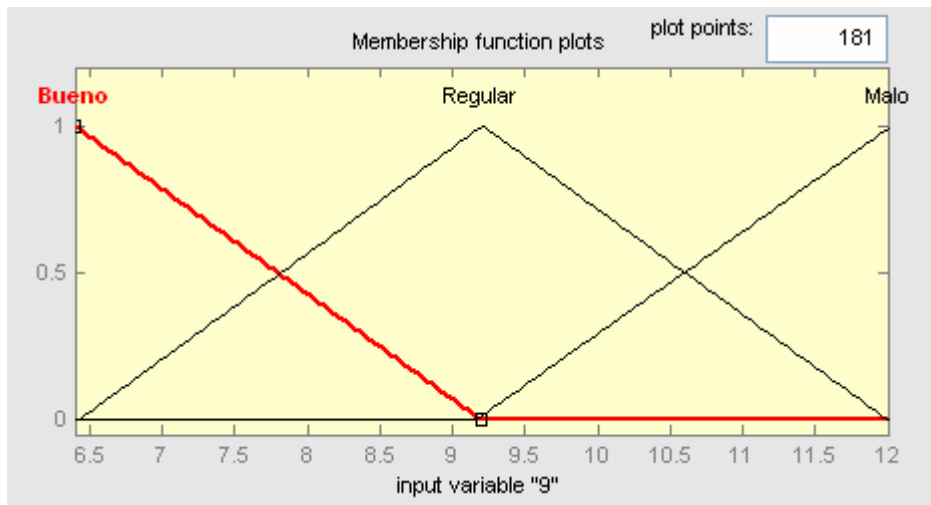
5. Madurez.



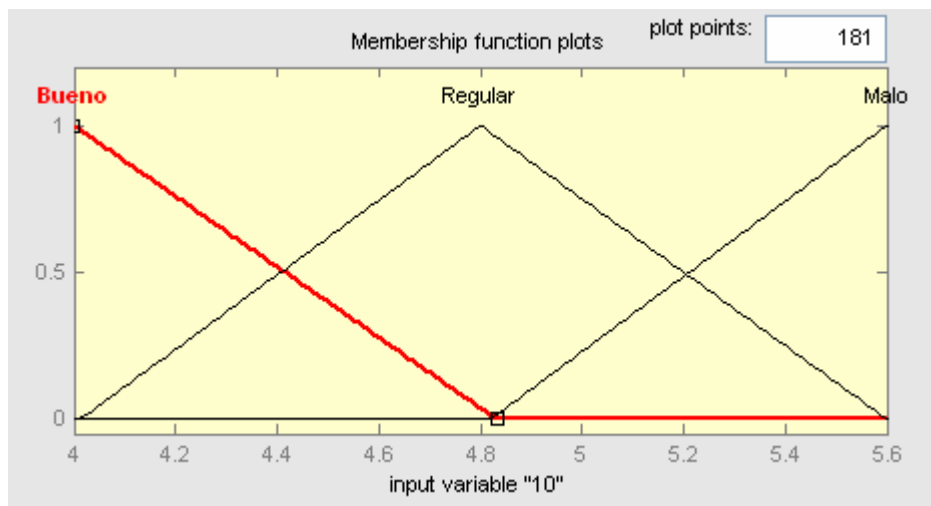
6. Generación de empleos.



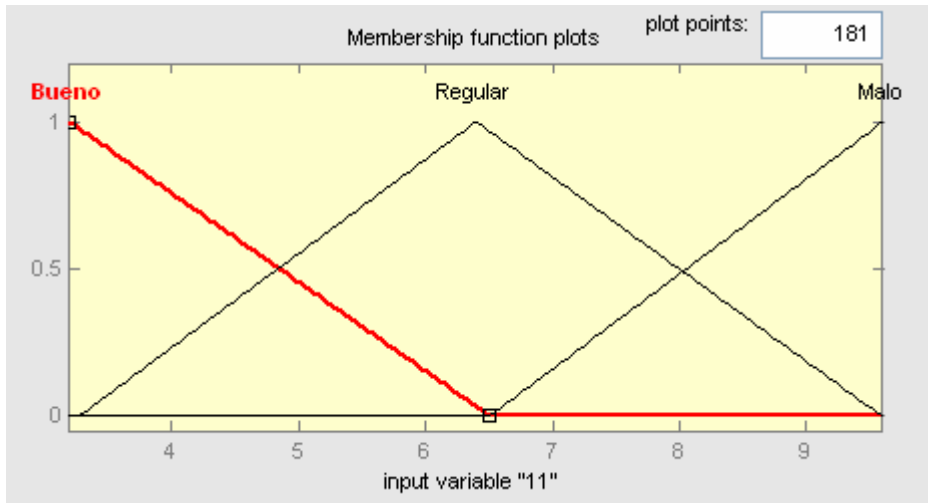
1. Costo de inversión.



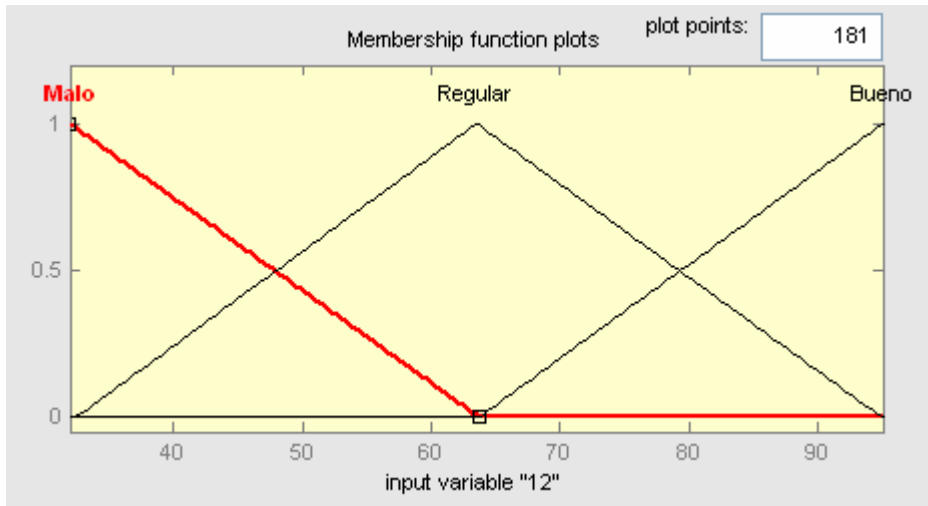
2. Costo de O&M.



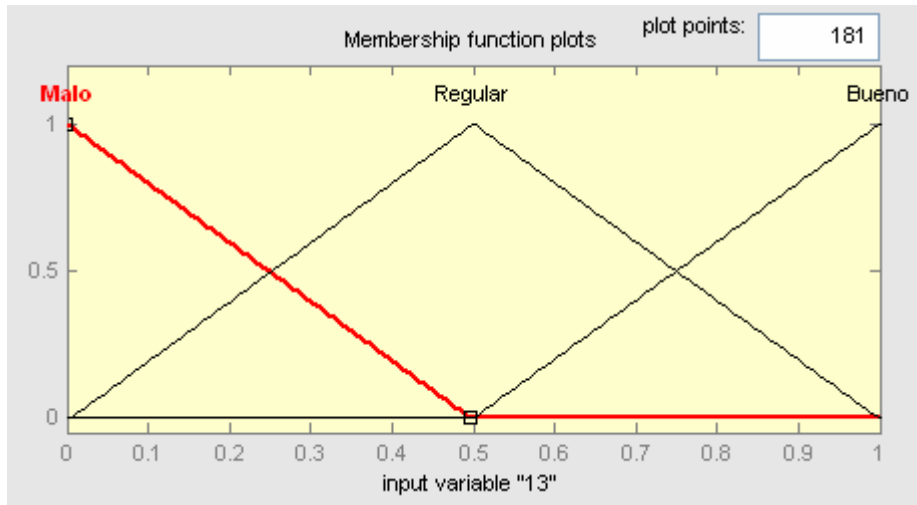
3. Costo de combustible.



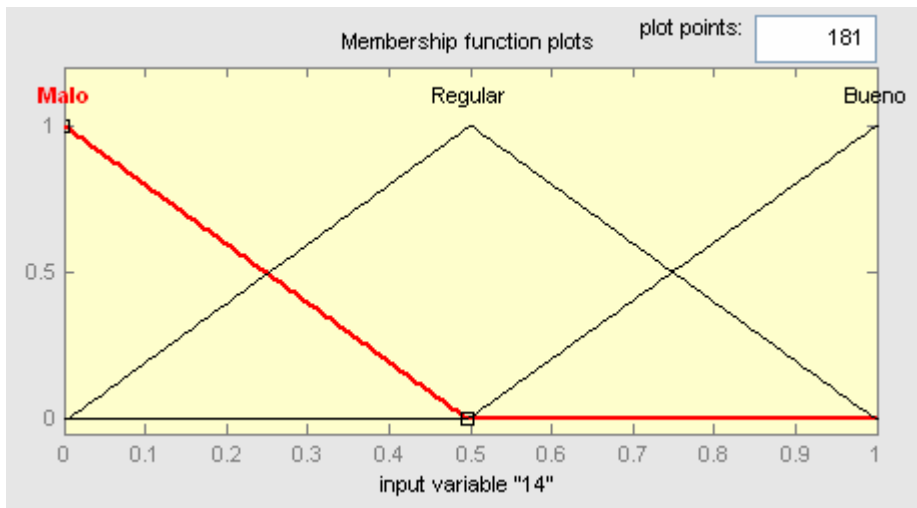
4. Enriquecimiento.



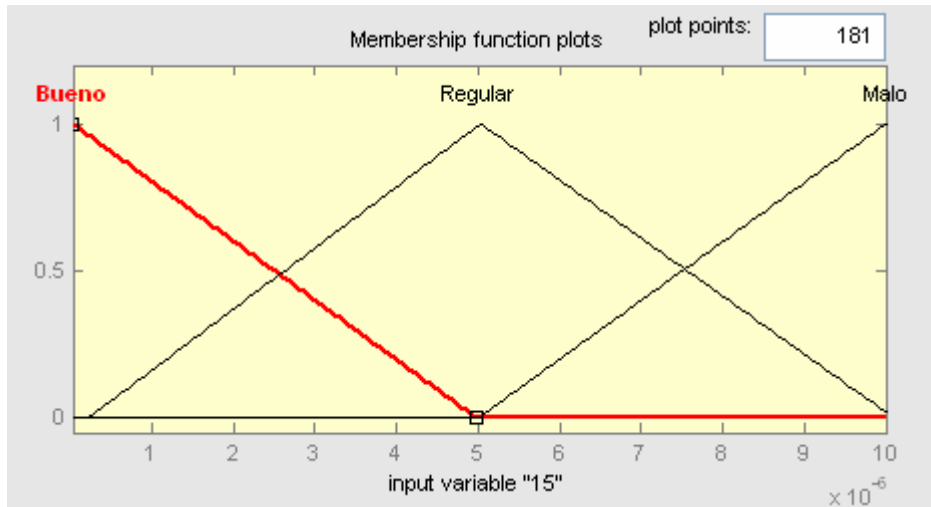
5. Quemado de combustible.



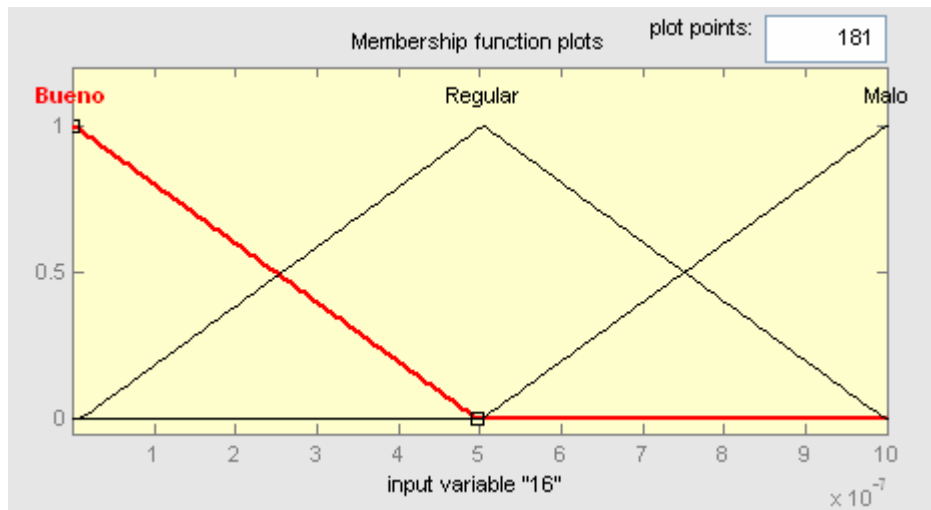
6. Posibilidad de reprocesamiento.



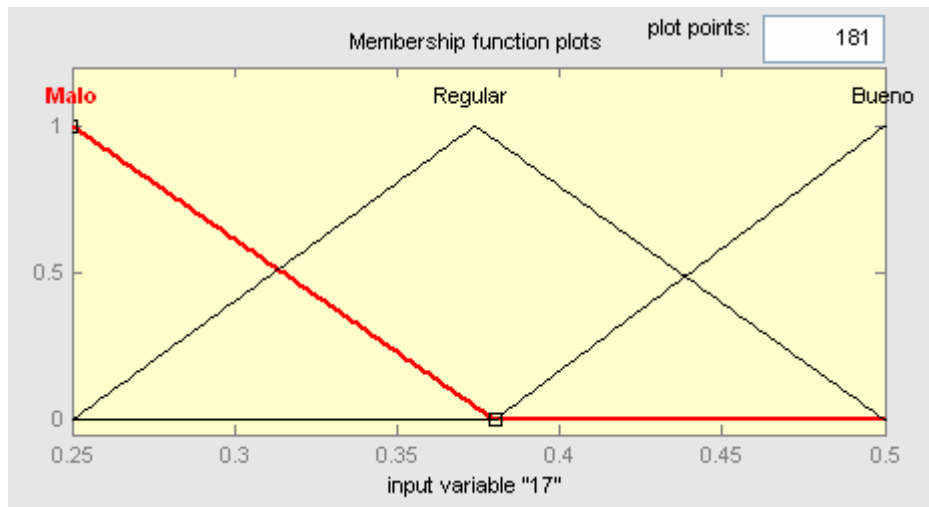
7. No proliferación.



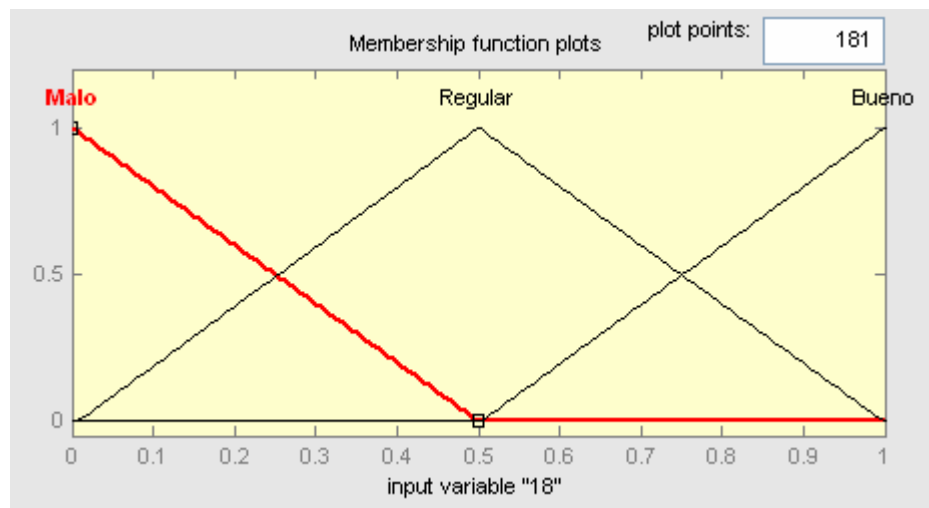
8. Frecuencia de daño al núcleo.



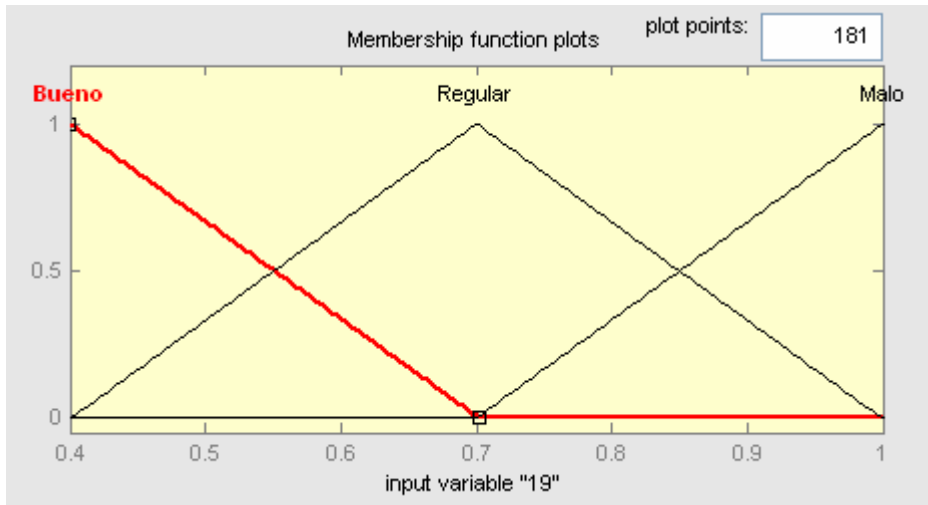
9. Frecuencia de grandes liberaciones tempranas.



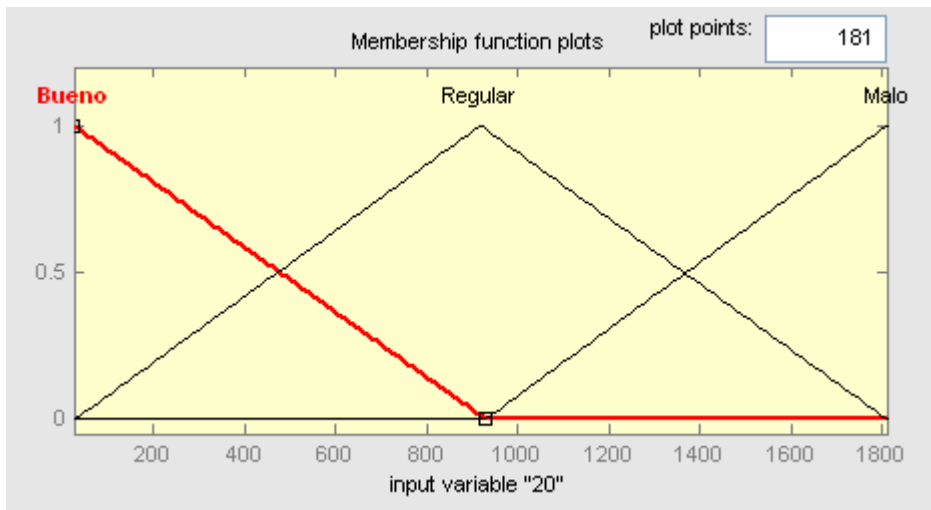
10. Diseño sísmico.



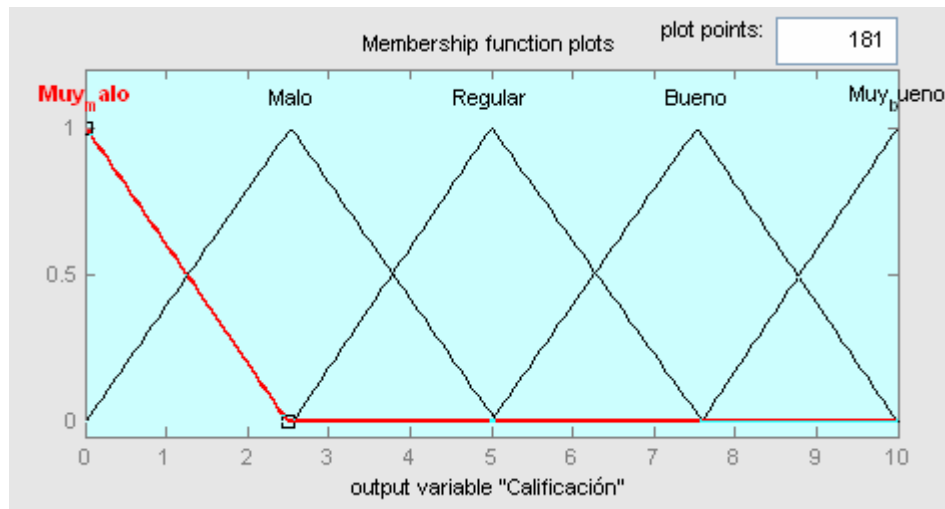
11. Eventos externos.



12. Dosis a trabajadores.



13. Emisiones al aire.



Salida Calificación.