

Trabajo de Fin de Grado

Grado en Ingeniería de las Tecnologías
Industriales

SISTEMAS DE PRODUCCIÓN DE
POTENCIA NUCLEAR: ESTADO
ACTUAL DE LA TECNOLOGÍA Y
PERSPECTIVAS FUTURAS

Autor: Don Juan Manuel Carmona Cabezas

Tutor: Doctor Antonio Muñoz Blanco

Departamento de Ingeniería Energética

Escuela Técnica-Superior de Ingeniería

Universidad de Sevilla

Sevilla, 2015



Trabajo Fin de Grado
Grado en Ingeniería de las Tecnologías Industriales

**SISTEMAS DE PRODUCCIÓN DE
POTENCIA NUCLEAR: ESTADO
ACTUAL DE LA TECNOLOGÍA Y
PERSPECTIVAS FUTURAS**

Autor:

Don Juan Manuel Carmona Cabezas

Tutor:

Doctor Antonio Muñoz Blanco
Catedrático de universidad

Departamento de Ingeniería Energética
(Grupo de Máquinas y Motores Térmicos)

Sevilla, 2015

Trabajo Fin de Grado: Sistemas de producción de potencia nuclear: estado actual de la tecnología y perspectivas futuras.

Autor: Don Juan Manuel Carmona Cabezas

Tutor: Doctor Antonio Muñoz Blanco

El tribunal nombrado para juzgar el Trabajo arriba indicado, compuesto por los siguientes miembros:

Presidente:

Vocales:

Secretario:

Acuerdan otorgarle la calificación de:

Sevilla, 2015

El Secretario del Tribunal

El mayor enemigo del conocimiento no es la ignorancia, sino la falsa creencia de poseer el conocimiento.

(Stephen William Hawking)

AGRADECIMIENTOS

Llegado a este punto, resulta muy complicado plasmar aquí a todo aquel que me ayudó en algún momento de mi vida. Para mi suerte, conocí a tantas personas a lo largo de ella que fueron muchos los que colaboraron. Unos más y unos menos, pero de todos aprendí algo.

Gracias papá, por innumerables lecciones de vida.

Gracias mamá, cuidadora eterna e incansable.

Gracias hermanos, por hacer que los tres juntos seamos uno.

Gracias a toda mi familia, por tantos momentos buenos y por la fuerza en momentos malos.

Gracias amigos, por poder disfrutaros.

Gracias a Don Antonio Muñoz Blanco, mi tutor, por haberme ayudado en cualquier momento e ilustrarme todo cuanto sabía.

Gracias a todos, de corazón.

RESUMEN

La energía nuclear es una de las fuentes de energía más importantes entre las existentes utilizadas por el ser humano. Por una parte, estas instalaciones no emiten contaminantes a la atmósfera durante el proceso y son capaces de alcanzar las mayores potencias de cara a la generación de energía eléctrica. De manera contraria, producen residuos que pueden llegar a tener decenas de miles de años de actividad radiactiva.

El objetivo de este proyecto es la realización de un estudio profundo de esta disciplina. Se entrará en lo más profundo de la materia para descubrir perfectamente la estructura del átomo y las fuerzas que en él tienen lugar, de cara a definir la fisión y la fusión nuclear como los procesos fundamentales de liberación de energía. Se procederá a estudiar los tipos de reactores nucleares existentes para conocer qué ocurre en ellos para que se lleve a cabo la producción de energía y los reactores avanzados que comenzarán su funcionamiento cerca del año 2025. Posteriormente, se estudiará el ciclo de vida del combustible utilizado durante el proceso desde su obtención en la mina hasta la extracción del mismo de las barras de combustible de lo más profundo del núcleo de un reactor.

Respecto a los reactores, también se analizará la situación de la energía nuclear actualmente en España tras la moratoria nuclear ejecutada años atrás comentando las centrales que se encuentran en funcionamiento en nuestro país, las que han finalizado su vida útil y aquellas cuya construcción se detuvo consecuencia de dicha moratoria.

También se tiene en cuenta la gestión de los residuos nucleares que quedan tras la realización del proceso de fisión nuclear y, por último, se estudian las medidas de seguridad fundamentales en el funcionamiento de una instalación de este tipo abordando los accidentes más catastróficos que han tenido lugar en la corta historia de las plantas de producción de potencia nucleares.

ÍNDICE DE CONTENIDO

GLOSARIO DE TÉRMINOS	16
1. Introducción.....	18
2. Fundamentos básicos de física nuclear.....	19
2.1. Concepto nuclear del átomo.	19
2.2. Interacción nuclear fuerte.	24
2.3. Interacción nuclear débil.....	27
2.4. Formas de decaimiento de los átomos.	28
2.4.1. Desintegración alfa.....	30
2.4.2. Desintegración beta.	31
2.4.2.1. Desintegración beta ⁻ o decaimiento electrónico.	31
2.4.2.2. Desintegración beta ⁺ o decaimiento positrónico.	32
2.4.3. Desintegración gamma.	33
2.4.4. Decaimiento protónico.	34
2.4.5. Decaimiento neutrónico.	34
2.4.6. Captura de electrones.	35
2.5. Fisión nuclear.....	36
2.5.1. Reacciones nucleares en cadena.....	39
2.6. Fusión nuclear.....	41
2.6.1. Confinamiento magnético.	43
2.6.2. Confinamiento inercial.....	45
3. Tecnología de reactores nucleares.....	46
3.1. Ciclo Rankine de producción de potencia.	49
3.2. Reactores de primera generación.	50
3.2.1. Planta de Óbninsk.....	50
3.2.2. Planta de Calder Hall.....	51
3.2.3. Planta de Shippingport.	51
3.3. Reactores de segunda generación. Comercialización de la energía nuclear.	51
3.3.1. Reactor de agua presurizada.....	52
3.3.1.1. Sistema de suministro del vapor.....	53
3.3.1.2. Componentes del bucle en el sistema de refrigeración.....	56
3.3.1.3. Sistemas auxiliares.	58
3.3.1.4. Edificio de contención.	59
3.3.1.5. Sistema de conversión de potencia.....	60
3.3.2. Reactor de agua en ebullición.	61
3.3.2.1. Sistema de suministro del vapor.....	62

3.3.2.2. Sistema de recirculación.....	65
3.3.2.3. Sistemas auxiliares.	66
3.3.2.4. Edificio de contención.....	66
3.3.2.5. Sistema de conversión de potencia.....	68
3.3.2.6. Comparación termodinámica del PWR y el BWR.....	69
3.3.3. Reactor de agua pesada.....	70
3.3.3.1. Funcionamiento del reactor.....	70
3.3.4. Reactor refrigerado por gas.....	73
3.3.4.1. Reactor refrigerado por gas avanzado.....	74
3.3.4.2. Reactor refrigerado por gas de alta temperatura.....	75
3.3.5. Reactor grafito-agua.....	78
3.3.5.1. Mejoras en el diseño.....	80
3.3.6. Reactor reproductor.....	81
3.3.6.1. Tipos de diseño.....	82
3.4. Reactores de tercera generación.....	83
3.4.1. Diseño de reactores avanzados.....	83
3.4.1.1. Reactor avanzado de agua presurizada.....	83
3.4.1.2. Reactor avanzado de agua en ebullición.....	85
3.4.1.3. Reactor modular y presurizado de agua pesada.....	88
3.4.2. Diseño de reactores con desarrollo de elementos pasivos.....	91
3.4.2.1. Reactor avanzado pasivo de agua presurizada.....	91
3.4.2.2. Reactor de agua en ebullición simplificado.....	95
3.4.2.3. Reactor modular de helio con turbina de gas.....	97
3.4.2.4. Reactor avanzado con metal líquido.....	101
3.5. Reactores de cuarta generación.....	104
3.5.1. Reactores térmicos.....	105
3.5.1.1. Reactor de muy alta temperatura.....	105
3.5.1.2. Reactor refrigerado por agua supercrítica.....	107
3.5.1.3. Reactor de sales fundidas.....	108
3.5.2. Reactores rápidos.....	110
3.5.2.1. Reactor rápido refrigerado por gas.....	110
3.5.2.2. Reactor rápido refrigerado por sodio.....	111
3.5.2.3. Reactor rápido refrigerado por plomo.....	113
3.6. Situación de las centrales nucleares en España.....	114
3.6.1. Moratoria nuclear.....	115
3.6.2. Centrales con vida útil finalizada.....	115
3.6.2.1. José Cabrera.....	115
3.6.2.2. Santa María de Garoña.....	116
3.6.2.3. Vandellós-1.....	116
3.6.3. Reactores en funcionamiento.....	116
3.6.3.1. Almaraz.....	117
3.6.3.2. Ascó.....	117
3.6.3.3. Cofrentes.....	117

3.6.3.4. Vandellós.....	118
3.6.3.5. Trillo.....	118
3.6.4. Centrales con construcción detenida.....	118
4. Combustible nuclear.....	121
4.1. Ciclo de vida del uranio.....	121
4.1.1. Fase anterior al reactor.....	123
4.1.1.1. Minería y extracción.....	123
4.1.1.2. Conversión.....	123
4.1.1.3. Enriquecimiento. Técnicas utilizadas.....	124
4.1.2. Tratamiento en el reactor.....	126
4.1.3. Fase posterior al reactor.....	127
4.2. Otros posibles combustibles.....	128
5. Residuos nucleares.....	129
5.1. Clasificación de los residuos nucleares.....	129
5.1.1. Residuos de muy baja actividad.....	130
5.1.2. Residuos de baja y media actividad.....	130
5.1.3. Residuos de alta actividad.....	130
5.1.4. Formación de los residuos.....	130
5.2. Reprocesamiento de residuos.....	132
5.3. Gestión y almacenamiento de los residuos.....	134
5.3.1. Residuos de media y baja actividad.....	134
5.3.2. Residuos de alta actividad.....	136
5.4. Transporte de residuos.....	139
6. Seguridad en centrales nucleares.....	140
6.1. Principios de seguridad nuclear.....	141
6.2. Accidentes importantes en centrales.....	142
6.2.1. Kyshtym.....	142
6.2.2. Windscale.....	143
6.2.3. Three Mile Island.....	145
6.2.4. Chernóbyl.....	147
6.2.5. Tokaimura.....	151
6.2.6. Fukushima.....	151
6.3. Mejora en la tecnología de las instalaciones nucleares.....	154
7. Referencias.....	155

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 2.1. Modelo atómico de Thomson.....	20
Figura 2.2. Modelo atómico de Rutherford.	21
Figura 2.3. Modelo atómico de Böhr-Sommerfeld.	22
Figura 2.4. Clasificación del modelo estándar de la física de partículas.	25
Figura 2.5. Vista subatómica de un protón (izquierda) y un neutrón (derecha).	26
Figura 2.6. Deflexión de los rayos alfa, beta y gamma.	28
Figura 2.7. Formas de desintegración de los elementos.	29
Figura 2.8. Decaimiento alfa del radio-226.	30
Figura 2.9. Espectro energético del cloro-38 en la emisión de partículas beta ⁻	31
Figura 2.10. Decaimiento beta ⁺ del sodio-22.	32
Figura 2.11. Decaimiento gamma del tecnecio-97.	33
Figura 2.12. Decaimiento del berilio-7 mediante captura de electrones.....	36
Figura 2.13. Sección eficaz en función de los neutrones y el combustible.....	37
Figura 2.14. Reacción de fisión del U ₂₃₅	37
Figura 2.15. Productos de la fisión nuclear en función del número másico.....	38
Figura 2.16. Representación esquemática de una reacción en cadena.	39
Figura 2.17. Energía liberada por nucleón en diferentes átomos.....	42
Figura 2.18. Geometría toroidal de un reactor de fusión por confinamiento magnético..	43
Figura 2.19. Interior de un reactor de fusión tipo Tokamak.....	44
Figura 2.20. Esquema de un reactor de fusión por confinamiento inercial.....	45
Figura 3.1. Diagrama T-s de un ciclo Rankine.....	49
Figura 3.2. Esquema de un reactor tipo PWR.....	52
Figura 3.3. Vasija del reactor en un PWR.....	53
Figura 3.4. Ensamblado de barras de combustible.....	54
Figura 3.5. Bucle del sistema de refrigeración de un PWR.....	55
Figura 3.6. Generador de vapor de un PWR.....	57

Figura 3.7. Presurizador de un PWR.	58
Figura 3.8. Edificio de contención de un reactor de agua presurizada.	59
Figura 3.9. Esquema de una instalación del tipo PWR.	60
Figura 3.10. Esquema de un reactor BWR.....	61
Figura 3.11. Vasija del reactor de agua en ebullición.....	62
Figura 3.12. Ensamblado de combustible de un reactor BWR.....	63
Figura 3.13. Barra de control de un BWR.....	64
Figura 3.14. Sistema de recirculación de un BWR.....	66
Figura 3.15. Edificio de contención de un reactor de agua en ebullición.....	67
Figura 3.16. Esquema de una instalación del tipo BWR.....	68
Figura 3.17. Comparación termodinámica del PWR y el BWR.....	69
Figura 3.18. Esquema de un reactor CANDU.....	70
Figura 3.19. Ensamblado de combustible de un reactor CANDU.....	71
Figura 3.20. Edificio de contención de un reactor HWR.	72
Figura 3.21. Esquema de un reactor GCR.....	73
Figura 3.22. Esquema general de un AGCR.....	75
Figura 3.23. Esquema de funcionamiento de un HTGR.....	76
Figura 3.24. Vasija de un reactor tipo HTGR.....	77
Figura 3.25. Esquema de un reactor del tipo LWGR.....	78
Figura 3.26. Ensamblado de combustible de un reactor LWGR.....	79
Figura 3.27. Diseño con calderines en bucle en una planta de LWGR.....	80
Figura 3.28. Esquema de funcionamiento de un reactor reproductor.....	81
Figura 3.29. Tipos de diseño en BR.....	82
Figura 3.30. Edificio de contención de un reactor APWR.....	84
Figura 3.31. Vasija de presión de un ABWR.....	86
Figura 3.32. Edificio de contención de un ABWR.....	87
Figura 3.33. Ensamblado de un reactor tipo MPHWR.....	88

Figura 3.34. Disposición de las barras de combustible de un MPHWR.....	89
Figura 3.35. Sistema de refrigeración de un MPHWR.....	90
Figura 3.36. Sistema de refrigeración del modelo avanzado pasivo del PWR.....	92
Figura 3.37. Sistema de extracción del calor del núcleo de un APPWR.....	93
Figura 3.38. Estructura de contención de un reactor APPWR.....	94
Figura 3.39. Vasija de un reactor SBWR.....	95
Figura 3.40. Sistema de emergencia antes pérdidas de refrigerante en SBWR.	96
Figura 3.41. Diagrama de flujo de un reactor tipo GT-MHR.....	98
Figura 3.42. Vasija de presión de un reactor GT-MHR.....	100
Figura 3.43. Módulo de un reactor ALMR.....	102
Figura 3.44. Esquema de una planta de potencia nuclear con reactor ALMR.....	103
Figura 3.45. Esquema de un reactor VHTR para producción de hidrógeno.....	106
Figura 3.46. Esquema de una planta tipo SCWR.....	107
Figura 3.47. Esquema de una planta de IV generación con sales fundidas.....	109
Figura 3.48. Esquema de una planta con un reactor GFR.....	110
Figura 3.49. Esquema de un reactor rápido de cuarta generación refrigerado por sodio.....	112
Figura 3.50. Esquema de un reactor LFR.....	113
Figura 3.51. Situación de las centrales nucleares en España.....	120
Figura 4.1. Ciclo cerrado de combustible nuclear.....	122
Figura 4.2. “Yellow cake” de U_3O_8	123
Figura 4.3. Esquema de una centrifugadora de gas.....	125
Figura 4.4. Composición de un elemento de combustible nuclear.....	126
Figura 4.5. Almacenamiento de combustible ya utilizado en las piscinas del reactor....	127
Figura 5.1. Clasificación de los residuos nucleares.....	129
Figura 5.2. Evolución del combustible con el tiempo en el reactor.....	131
Figura 5.3. Decaimiento de los elementos tras una reacción de fisión.....	131
Figura 5.4. Esquema del reprocesamiento de barras de combustible nuclear.....	132

Figura 5.5. Planta de reprocesamiento nuclear de Sellafield.....	134
Figura 5.6. Celda de almacenamiento de la instalación ubicada en el Cabril.....	135
Figura 5.7. Residuo de alta actividad vitrificado.....	136
Figura 5.8. Complejo nuclear de Olkiluto.....	138
Figura 5.9. Esquema conceptual del ATC de Villar de Cañas.....	139
Figura 6.1. Escala INES de accidentes nucleares.....	141
Figura 6.2. Mapa indicativo de la radiación tras el accidente de Kyshtym.....	143
Figura 6.3. Central nuclear de Three Mile Island.....	145
Figura 6.4. Estado del núcleo del reactor 2 de TMI tras el accidente.	146
Figura 6.5. Central nuclear de Chernóbyl.....	147
Figura 6.6. Central nuclear de Chernóbyl tras el accidente.....	149
Figura 6.7. Central nuclear de Fukushima.	152
Figura 6.8. Central de Fukushima tras el accidente.....	153

ÍNDICE DE TABLAS

Tabla 2.1. Distribución de la energía liberada en la fisión del U-235.....	40
Tabla 3.1. Distribución de reactores en el mundo según su tecnología.....	47
Tabla 3.2. Distribución de reactores nucleares por el mundo en la actualidad.....	48
Tabla 3.3. Parámetros característicos de una planta fósil frente a una planta nuclear.....	50
Tabla 3.4. Parámetros geométricos del interior de un BWR.....	65
Tabla 3.5. Comparación entre el PWR convencional y el APPWR.....	94
Tabla 3.6. Parámetros característicos de una instalación con reactor SBWR.....	97
Tabla 3.7. Tabla con características del ciclo del reactor GT-MHR.....	99
Tabla 3.8. Tabla de parámetros característicos de un reactor ALMR.....	104
Tabla 3.9. Características principales de reactores de IV generación.....	105
Tabla 3.10. Características principales de un MSR.....	108
Tabla 3.11. Modelos de GFR en función de la potencia.....	111
Tabla 3.12. Diferentes proyectos de desarrollo del LFR.....	114
Tabla 4.1. Relación de reactores nucleares con su respectivo combustible.....	121

GLOSARIO DE TÉRMINOS

IAEA	Agencia Internacional de Energía Atómica
AECL	Atomic Energy of Canada Limited
DOE	Departamento de energía de los Estados Unidos
JAPC	Japan Atomic Power Company
INES	International Nuclear Event Scale
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
ENUSA	Empresa Nacional del Uranio Sociedad Anónima
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos Sociedad Anónima
JEN	Junta de Energía Nuclear
ATC	Almacén Temporal Centralizado
AGP	Almacenamiento Geológico Profundo
INES	Escala Internacional de Accidentes Nucleares
eV	Electrón-voltio
h	Constante de Planck
\hbar	Constante de Planck reducida o constante de Dirac
λ	Longitud de onda
m	Masa
m_0	Masa en reposo
c	Velocidad de la luz
v	Velocidad
σ_x	Incertidumbre en posición
σ_y	Incertidumbre en velocidad
α	Decaimiento tipo alfa
β	Decaimiento tipo beta
γ	Decaimiento tipo gamma

Z	Número atómico
N	Número de neutrones
A	Número másico
p^+	Protón
p^-	Antiprotón
e^-	Electrón
e^+	Positrón
ν	Neutrino
$\bar{\nu}$	Antineutrino
μ	Muón
τ	Tauón
fm	Fermi o femtómetro
QCD	Quantum Chromodynamics, teoría de la cromodinámica cuántica
k	factor de multiplicación
Uma	unidad de masa atómica
$t_{1/2}$	Período de semidesintegración
τ	Vida media
Bq	Becquerel o becquerelio
Ci	Curie
MWt	Megavatio térmico
Sv	Sievert

1. Introducción.

El mundo de la física está compuesto por combinaciones de varias partículas subatómicas consideradas fundamentales. Generalmente, en el campo de la física de partículas se suele realizar una división en leptones y hadrones. Los leptones son responsables de la interacción débil y son partículas tales como el electrón, el positrón o el neutrino. Los hadrones que interesan de cara al estudio de este proyecto son el protón y el neutrón, y son las partículas que experimentan la interacción nuclear fuerte. Varios apartados más adelante se llevará a cabo una clasificación más exhaustiva de la materia para conocer cómo se estructuran las partes más internas del núcleo de un átomo.

La rama de la ciencia que estudia la energía nuclear puede ser entendida como una mezcla de estudios de física clásica, física moderna y química durante los últimos siglos.

Para la mayoría de los autores, la verdadera era moderna de la física comienza a finales del siglo XIX con los experimentos de W. Crookes y J. Thomson y el descubrimiento del electrón como partícula cargada responsable de la electricidad por este último en 1897. En esa misma década se producen varios descubrimientos que, a la larga, resultaron ser fundamentales. Wilhelm Roentgen descubre en 1895 el carácter de los rayos X y Henri Becquerel los rayos γ emitidos por el elemento llamado uranio. La familia Curie descubre elementos como el polonio y consigue aislar el radio, con una radiación un millón de veces superior a la del uranio contando con una misma masa.

Dentro ya del siglo XX, A. Einstein relaciona masa y energía con su más que conocida fórmula " $E=m \cdot c^2$ " aunque sin demostración experimental. A principios de siglo se llevan a cabo gran cantidad de experimentos para llegar al conocimiento de la estructura interna del átomo, destacándose en ellos E. Rutherford y N. Böhr. Se llega a la conclusión de que, aunque el núcleo esté compuesto de partículas que se mantienen unidas mediante interacción nuclear fuerte, pueden llevarse a cabo transmutaciones en el interior del núcleo. Por ejemplo, en 1930 W. Bothe y R. Becker bombardean elementos con partículas alfa y así encuentran radiación gamma ya descubierta anteriormente.

Es en 1932, cuando J. Chadwick realiza el descubrimiento del neutrón cuando se empieza a hablar del concepto de fisión nuclear. La descendencia de los Curie lleva a cabo el descubrimiento de la primera radiactividad artificial y, paralelamente, se investigan máquinas que aceleran partículas para comenzar a desarrollar reacciones nucleares. La primera de estas máquinas fue el ciclotrón, desarrollado por E. Lawrence.

Durante la década de los años 30, el físico E. Fermi experimenta con el recién descubierto neutrón. El carácter eléctricamente neutro de esta partícula es el fenómeno aprovechado por Fermi para penetrar el núcleo de los elementos. G. Breit y P. Wigner llevan a cabo estudios acerca de neutrones llamados térmicos, pero no es hasta el año 1939 cuando los alemanes O. Hahn y F. Strassmann fisionan uranio dividiéndolo en bario y kriptón. Estos últimos transmitieron sus conocimientos a O. Frisch y L. Meitner, que desarrollaron aún más el proceso estudiando las grandes cantidades de energía térmica liberadas en el mismo. Es el ya mencionado Fermi el que desarrolla la idea de una reacción nuclear en cadena, pensando en aprovechar esta gran cantidad de energía

liberada varias veces durante un mismo proceso. Después del conocido experimento de la pila de Chicago en 1942, el gobierno de Estados Unidos lleva a cabo el proyecto Manhattan que finaliza con el lanzamiento de dos bombas nucleares (Little Boy y Fatman) sobre las ciudades de Hiroshima y Nagasaki en el mes de agosto de 1945 finalizando así el conflicto bélico de la segunda guerra mundial.

Después de esto, las principales potencias del mundo se lanzaron en la búsqueda del aprovechamiento de la energía nuclear. Consecuencia o no del desarrollo de programas militares en dichos países, es a finales de la década de los años 50 cuando empiezan a funcionar las primeras centrales nucleares del mundo. En 1954 se puso en marcha en la antigua URSS la central de Óbninsk, en 1956 la central británica de Calder Hall y en 1957 la central norteamericana de Shippingport.

El temor a la proliferación de armas nucleares y al mal uso de estas instalaciones para el desarrollo de armamento nuclear, motivó la creación de organismos reguladores para evitar desastres que pudieran desencadenar un conflicto nuclear. Entre todos ellos, se destaca en 1957 la creación de la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA), que a enero del año 2015 cuenta con 163 países del mundo afiliados.

2. Fundamentos básicos de física nuclear.

El concepto moderno de átomo tiene sus orígenes en la observación de propiedades químicas realizada en el siglo XVIII y XIX por los científicos de esta época. Uno de los primeros en profundizar en esta materia fue John Dalton, que introdujo su hipótesis atómica con varios postulados. Después, el descubrimiento de la radiactividad por Becquerel y el electrón por Thomson fueron los hallazgos claves para sentar las bases del desarrollo de las primeras teorías de la estructura del átomo. De esta manera, llegaron a desarrollarse los modelos atómicos.

2.1. Concepto nuclear del átomo.

Como consecuencia del decaimiento radiactivo, los elementos se transforman en otros diferentes tras emitir cargas positivas, negativas o energía según las formas de desintegración que se estudiarán unos apartados más adelante. Esto hizo ver que los átomos están compuestos de cargas positivas y negativas. En caso de ser correcto, la carga negativa total del átomo debe ser la suma de todos los elementos de carga y con ello se estableció que para que un átomo fuera eléctricamente neutro, la suma de las cargas negativas y las cargas positivas debía ser igual.

En el momento en el que Thomson a finales del siglo XIX investigaba la estructura del átomo, no había demasiada información acerca de cómo estaban distribuidas las cargas positivas y negativas en el interior de los mismos. Por ello, el científico británico propuso un modelo simple pero seguro considerando la falta de información de aquella época sobre el tema. Thomson asumía que el átomo consiste en una esfera de carga positiva distribuida uniformemente en dicha esfera, colocando los electrones en la superficie de la misma igualando las cargas (figura 2.1.). Toma el átomo con este modelo atómico nombrándolo como un “pudding de pasas”, con las cargas

negativas dispersas como pasas en una masa de carga positiva. Asume el diámetro de la esfera en el orden de 10^{-10} m, iniciando así la asignación de un tamaño al átomo.

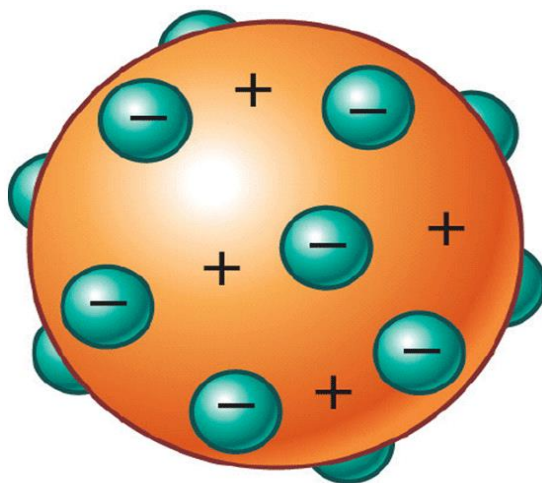


Figura 2.1. Modelo atómico de Thomson.

Este modelo atómico explicaba tres observaciones experimentales muy importantes para el desarrollo de los modelos contemporáneos:

- Un ion cargado positivamente es simplemente un átomo que ha perdido uno o varios electrones.
- La carga en un átomo ionizado simple es igual de negativa que la carga del electrón.
- El número de electrones de un átomo es aproximadamente igual a la mitad del peso atómico del átomo. Si la masa del átomo es el doble el número de electrones también es el doble.

Se sabía entonces que la masa del electrón era aproximadamente el 18% de la masa del átomo de hidrógeno al que le correspondía un peso atómico de la unidad. Así, la masa total de los electrones en el átomo es una parte muy pequeña del mismo y, por lo tanto, prácticamente toda la masa del átomo se asocia a la parte positiva conocida entonces como “pudding”.

Una vez ya conocido y asumido el comportamiento de este modelo atómico planteado por J. Thomson, diversos experimentos realizados a principios del siglo XX por científicos como Geiger y Mardsen entre otros empezaron a cambiar dicha perspectiva.

Al observar estos experimentos, Ernest Rutherford concluyó que la carga positiva del átomo debía estar concentrada en una esfera con un radio de aproximadamente 10^{-12} metros. Los electrones, así, estarían en órbitas alrededor de dicha esfera con unos diámetros más grandes de aproximadamente 10^{-8} metros.

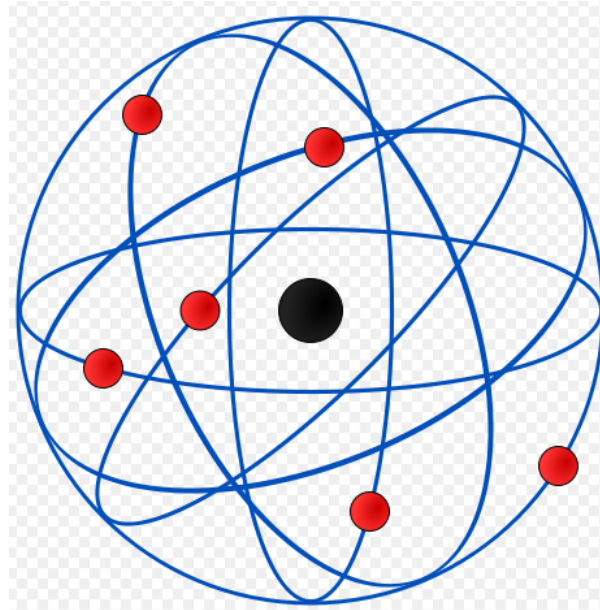


Figura 2.2. Modelo atómico de Rutherford.

Con este modelo atómico ya modificado, los experimentos realizados si tenían el sentido correcto y se estaba ya más cerca del establecimiento de un modelo definitivo.

A pesar de ello, este modelo atómico establecido por Rutherford seguía mostrando ciertas deficiencias. En particular, se violaban ciertas leyes clásicas del electromagnetismo. Según la teoría clásica, una partícula acelerada debería irradiar su energía cinética en un tiempo muy pequeño y de forma espiral en el núcleo.

Pero obviamente los átomos no llegan a colapsar. De ser así, la radiación electromagnética emitida por el colapso de los electrones debería ser continua en frecuencia, ya que con este fenómeno asociado a los electrones estos deberían moverse en espiral de manera cada vez más rápida alrededor del núcleo experimentando aceleraciones centrífugas. Cuando los átomos son excitados por una descarga eléctrica, por ejemplo, los átomos emiten una luz en un espectro no continuo de longitudes de onda pero con unas longitudes de onda muy discretas características de cada elemento.

La naturaleza lumínica de la longitud de onda discreta observada en átomos excitados entraba directamente en conflicto con el modelo atómico de Rutherford y, como consecuencia de ello, se desarrolla el modelo atómico de Böhr. En una serie de publicaciones entre 1913 y 1915, Böhr desarrolló un modelo atómico que predecía muy detenidamente las medidas observadas en los espectros del hidrógeno. El físico danés observó el átomo de manera parecida a Rutherford con los electrones orbitando alrededor del núcleo central. Sin embargo, este modelo atómico incluía algunas limitaciones distintas a las de la mecánica clásica:

- Un electrón se mueve en una órbita circular alrededor del núcleo obedeciendo las leyes de la mecánica clásica.

- A pesar de que puedan existir infinitas órbitas, sólo aquellas en las que el momento angular sea un múltiplo entero de $\hbar=h/(2\cdot\pi)$ son válidas para el movimiento de los electrones.
- La energía radiante de los electrones sólo es emitida cuando realizan un movimiento de una órbita a otra. Dicha energía está asociada a la diferencia de energía característica entre órbitas.

Esta teoría propuesta por Niels Böhr fue muy aceptada por los científicos de la época. Poco después de publicar este modelo, hubo una mejora significativa del mismo debido a la resolución espectroscópica. Los análisis más detallados mostraban que las líneas de los espectros no eran tan simples, sino que consistían en un número de líneas muy juntas entre ellas formando una especie de estructura fina. El físico alemán Arnold Sommerfeld estudió la estructura del hidrógeno y del helio simple ionizado postulando que además de existir órbitas circulares también se daban órbitas elípticas en los átomos. Estas órbitas elípticas requerían la necesidad de introducir otro número cuántico para describir el momento angular de las órbitas que iba variando con las excentricidades de las mismas.

Sommerfeld mostró que, en el caso de un átomo de un electrón como el hidrógeno, la estructura fina podría ser parcialmente explicada. Al añadir electrones, las predicciones indicaban más líneas que las observadas en la estructura fina simple. Los puntos comunes entre la teoría y la experimentación establecieron la cantidad de números cuánticos necesarios para el establecimiento del estado de un electrón, limitando el número permitido de órbitas elípticas y las transiciones entre dichas órbitas.

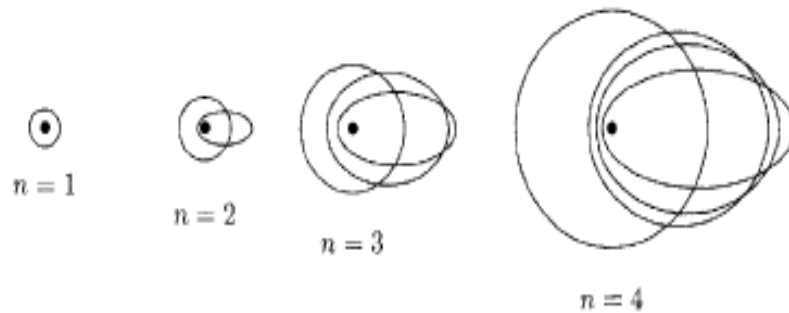


Figura 2.3. Modelo atómico de Böhr-Sommerfeld.

También se introdujo un número cuántico para la existencia de un campo magnético, relacionando dicho número con la orientación de las órbitas elípticas en el espacio. En presencia de un campo magnético, hay una componente del momento angular en la dirección de dicho campo.

Se dieron más dificultades cuando el modelo fue aplicado al espectro de átomos más complicados con un número mucho mayor de electrones. Estas dificultades y otras no pudieron ser resueltas ni siquiera con la evolución del modelo atómico de Böhr por

Sommerfeld. Llegó a parecer que estas dificultades eran intrínsecas propiamente del modelo atómico, y se necesitaba entonces una aproximación más exacta para solucionar el problema que se estaba dando en el átomo.

Schrödinger, uno de los creadores de la teoría de la mecánica cuántica y ondulatoria, observó la necesidad de estos números cuánticos que describían el comportamiento de las partículas para explicar los detalles de todo el espectro atómico. Demostró que los valores y las restricciones de estos números cuánticos surgían naturalmente de la teoría, y que para explicar la estructura múltiple de líneas finas en el espectro óptico observado de estos átomos en un campo magnético era necesaria la adición de un cuarto número cuántico. Años más tarde, Dirac demostró que este número cuántico también surgía de la ecuación de onda si era corregida teniendo en cuenta los efectos relativistas.

En el modelo de la mecánica cuántica aplicado al átomo, cada electrón que gira alrededor del núcleo se entiende como una onda que va girando. Para comprender el modelo de la mecánica cuántica del átomo hay que tener en cuenta los aspectos cuánticos y relativistas del mismo.

Como aspectos cuánticos:

- Hay una dualidad onda-corpúsculo de las partículas como indica la hipótesis de De Broglie. Esto viene a decir que las partículas también tienen comportamientos ondulatorios y funcionan como ondas, con una longitud de onda proporcional a la constante de Planck: $h=6.6 \cdot 10^{-34}$ J·s.

$$\lambda = \frac{h}{m \cdot v}$$

- Siempre se comete un error en la determinación de la posición y de la velocidad de una partícula aunque estas sean halladas de manera experimental, de acuerdo con el principio de incertidumbre de Heisenberg:

$$\sigma x \cdot \sigma y = \frac{h}{4 \cdot \pi \cdot m}$$

- Tanto la dualidad onda-corpúsculo como la incertidumbre se pueden aplicar a todos los cuerpos. En cuerpos con un tamaño natural (10 gramos, 100 gramos), se comete una incertidumbre de posición y velocidad muy pequeña.

Y en cuanto a los aspectos relativistas:

- Cuando las velocidades de movimiento de las partículas son muy grandes (una fracción considerable de la velocidad de la luz, $c=3 \cdot 10^8$ m/s) o las energías potenciales son muy grandes (fracción del producto $E=m \cdot c^2$), entonces hay que tener en cuenta aspectos relativistas.

- La energía de una partícula se expresa en mecánica racional como un medio por la masa por la velocidad de dicha partícula al cuadrado. En mecánica cuántica, dicha energía se expresa como el producto de la masa por la velocidad de la luz al cuadrado según una ecuación formulada por Einstein:

$$E = m \cdot c^2$$

- Cuando una partícula se mueve a una velocidad cercana a la de la luz su masa aumenta. Siendo m_0 la masa de la partícula en reposo, se tiene:

$$m = \frac{m_0}{\sqrt{1 - \frac{v^2}{c^2}}}$$

Partiendo de estos conocimientos de los aspectos cuánticos y relativistas del modelo atómico de Schrödinger y la corrección del mismo por Dirac, se supo que las energías que puede tener un electrón son valores discontinuos a saltos no pudiendo tener valores intermedios de energía. Se dice así que las órbitas de un átomo están cuantizadas, explicando de esta manera la dualidad onda-corpúsculo de las partículas.

Hasta la década de los años setenta, este modelo de la mecánica cuántica y de la teoría de la relatividad era el modelo más apropiado para describir el comportamiento de las partículas en el interior de los átomos. Llegados a este punto se desarrolla el modelo estándar de la física de partículas, una teoría de campos que describe las interacciones fundamentales conocidas y las partículas elementales que componen la materia y que une la mecánica cuántica y la relatividad especial. Hasta la fecha, casi todas las pruebas experimentales de las fuerzas descritas por el modelo estándar están de acuerdo con sus predicciones.

Se dan así cuatro las interacciones fundamentales que se dan en la naturaleza. La interacción gravitatoria, la interacción electromagnética, la interacción nuclear débil y la interacción nuclear fuerte. Este modelo no alcanza a ser una teoría totalmente completa ya que no incluye la interacción con el campo gravitatorio. Muchos autores consideran despreciable la actuación de la fuerza de la gravedad a niveles subatómicos, siendo esta influencia del orden de 10^{-40} en el núcleo de los átomos y, por lo tanto, despreciando su actuación en este modelo estándar. A pesar de ello, se sigue buscando una “Teoría del todo” que consiga unificar las cuatro interacciones fundamentales y consiga reducir todos los modelos de estudio de la física a uno solo.

2.2. Interacción nuclear fuerte.

El modelo estándar de la física de partículas clasifica las interacciones que tienen lugar en los átomos en interacciones nucleares fuertes y débiles. También considera la interacción electromagnética a escala atómica, aunque no consigue explicar la influencia del campo gravitatorio a esta escala. Ciertamente es que, como se ha mencionado antes, la influencia del campo gravitatorio a escala subatómica es despreciable y se puede considerar nula.

De esta manera se relaciona mayormente a los leptones con la interacción nuclear débil, y a los hadrones con la interacción nuclear fuerte. En este apartado el documento se centra en describir la interacción nuclear fuerte, por lo que se hablará de los hadrones. Concretamente interesan dos en el estudio, los protones y los neutrones.

Mientras que los leptones quedan considerados como partículas indivisibles los hadrones, a su vez, se pueden dividir en unas partículas más pequeñas aún llamadas quarks. Existen seis tipos de quarks así como seis tipos de leptones según este modelo atómico. La siguiente imagen (Figura 2.4.) es muy ilustrativa al respecto.

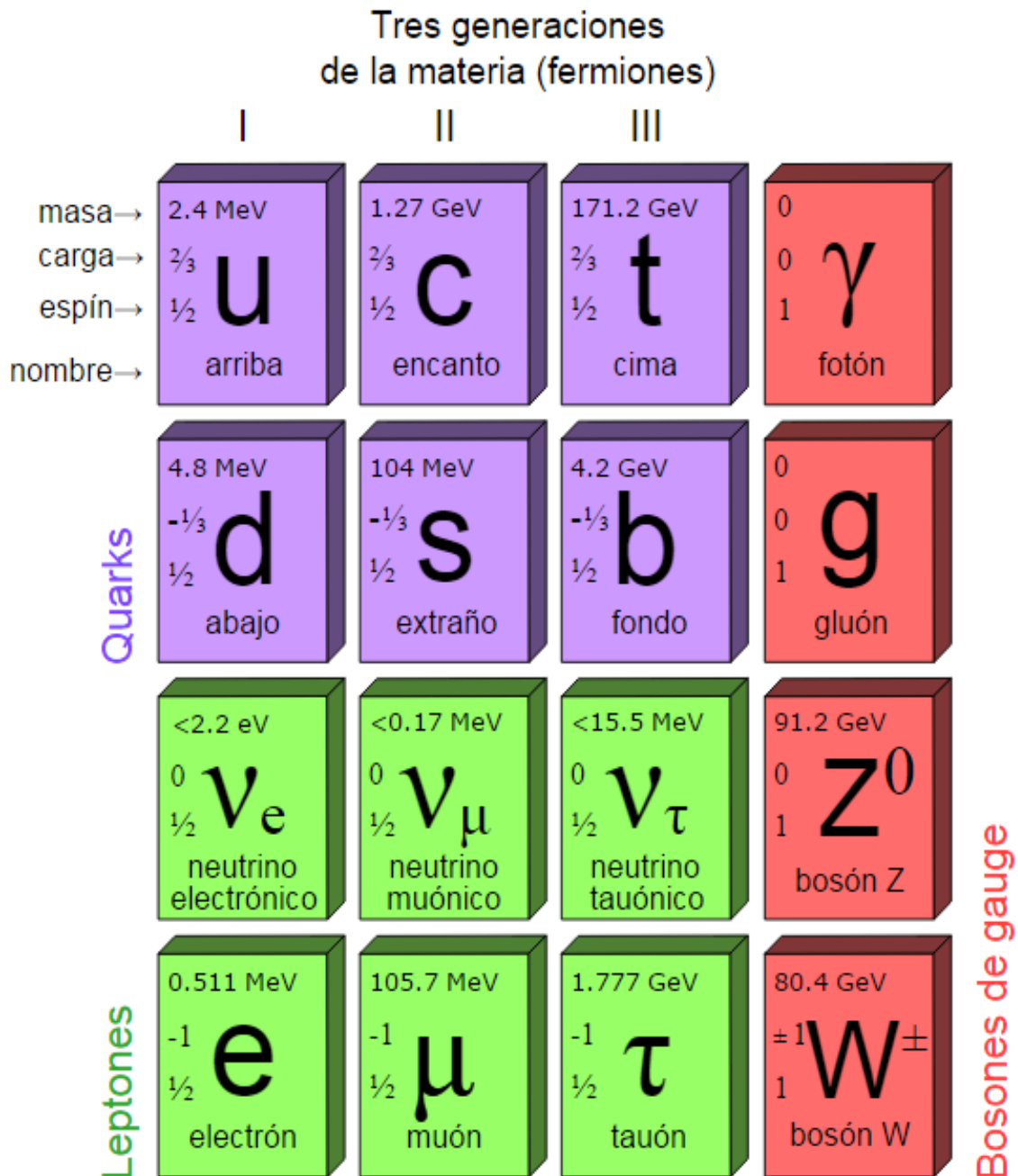


Figura 2.4. Clasificación del modelo estándar de la física de partículas.

Las tres columnas de la izquierda pertenecen a las familias de quarks y leptones. Estas tres familias son fermiones, llamadas así porque el spin de dichas partículas es semientero. La familia de la cuarta columna, en la derecha, son bosones. Se llaman así por su spin diferente a los fermiones, entero en este caso.

Los fermiones si cumplen el principio de exclusión de Pauli mientras que los bosones no lo hacen. El principio de exclusión de Pauli implica que dos partículas subatómicas no pueden ocupar el mismo estado cuántico, y las partículas bosónicas no cumplen esto. Estos bosones son las partículas responsables de las interacciones que se dan en la naturaleza. Los fotones son responsables de la interacción electromagnética, los gluones de la interacción nuclear fuerte y los bosones Z^0 y W^+ de la interacción nuclear débil. El modelo estándar avanzado incluye una partícula más, el gravitón (g), que explica la interacción gravitatoria que se supone en este documento despreciable.

Dentro de los hadrones, las distintas configuraciones de los quarks en su interior dan lugar a unas partículas u otras. Los hadrones se dividen en bariones y mesones. Los bariones son partículas subatómicas formadas por tres quarks y los mesones son partículas que se componen de un quark y un antiquark (la antipartícula del quark). Como las partículas objeto de este estudio son el protón y el neutrón, que son bariones, se sabe que un protón está compuesto por dos quarks arriba (up) y un quark abajo (down) mientras que un neutrón está compuesto por dos quarks abajo y un quark arriba.

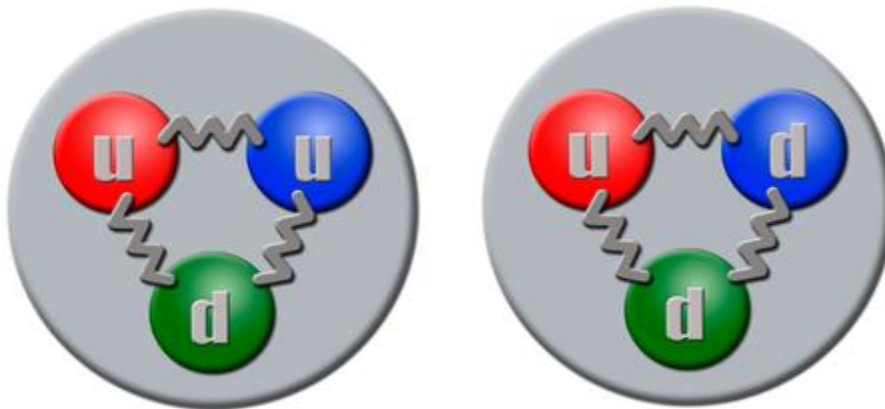


Figura 2.5. Vista subatómica de un protón (izquierda) y un neutrón (derecha).

El hecho de que cada quark de la imagen sea de un color no es casualidad, ya que existe toda una teoría de la física de partículas como la cromodinámica cuántica (QCD) que indica que cada una de estas partículas subatómica tiene una carga distinta de manera que tanto una interacción electromagnética como una nuclear fuerte las mantiene unidas en el interior del hadrón.

Como se ha dicho anteriormente, la interacción nuclear fuerte es la que tiene lugar entre quarks y se explica por el intercambio de gluones. Esta fuerza aumenta con la distancia y confina a los quarks dentro de los hadrones. La interacción entre nucleones es

una interacción a muy pequeña distancia (algunos fermis) y se explica por el intercambio de mesones. Se cree que es una manifestación a gran distancia de la fuerza entre quarks, al igual que las fuerzas de van der Waals que explican la formación de las moléculas por la interacción a una gran distancia entre átomos.

Estos sistemas llamados protón-protón, protón-neutrón o neutrón-neutrón y sus interacciones han sido ampliamente estudiados tanto en las líneas experimentales de los reactores nucleares como en aceleradores de partículas mediante la producción de unas reacciones determinadas. El japonés Hideki Yukawa planteó la idea cuántica de que la interacción nuclear fuerte entre partículas es causada debido al intercambio de un bosón entre ellas, llegando a demostrar la existencia de esta interacción a nivel subatómico.

Así, Yukawa afirma que la interacción nuclear fuerte es producida por el intercambio de mesones. La masa de los mesones que se están intercambiando está relacionada con la intensidad de la fuerza nuclear fuerte que produce el movimiento de las partículas. Este mesón intercambiado es llamado pión, el mesón más ligero posible.

2.3. Interacción nuclear débil.

Inicialmente, la interacción nuclear débil se descubre y se asocia con la desintegración β^- . Esta interacción débil es responsable de muchos procesos entre leptones y quarks, siendo mayormente responsable de los primeros. Explica las desintegraciones de los quarks, o sea, el proceso de cambio de sabor o color de los mismos ya que estas partículas subatómicas por si mismas no se encuentran en estado libre. Por último, es el único tipo de interacción que sufren los neutrinos.

Es la interacción causada por los bosones W^{+} y Z^0 , que son los bosones de mayor masa y ello explicaría el alcance tan corto de esta fuerza. Al tratarse de una interacción con una intensidad muy pequeña, casi todo lo estipulado sobre ella proviene del estudio de las desintegraciones de hadrones (quarks) y leptones.

Los tres leptones cargados que existen son el electrón (e^-), el muón (μ^-) y el tauón (τ^-). El muón y el tauón son leptones masivos y no han de entenderse como estados excitados del leptón más ligero, que es el electrón. Aparte, cada uno de ellos tiene su correspondiente antipartícula siendo estas diferentes entre ellas.

Como ya se ha mencionado antes, dentro del concepto de interacción nuclear débil, existen dos tipos de desintegraciones:

- La interacción que se conoció primero y fue llamada corriente cargada, cuya actuación es cambiar el sabor de los quarks o la conversión de un leptón en un neutrino. En ambos casos producidos en dicha interacción se produce un cambio de carga entre leptones cuyo valor es igual a la carga del electrón. Esta fuerza débil es la asociada al bosón W^{+} .

- La asociada a corrientes neutras, donde se dan lugar ciertos procesos de cambio sin modificación de la carga. Esta interacción está relacionada con el bosón Z^0 .

Los neutrinos son los únicos constituyentes fundamentales que sólo sienten la interacción nuclear débil. Las corrientes cargadas acoplan a cada leptón con su neutrino, como ya se ha indicado mediante el bosón W^+ , siendo esta la razón por la que el número leptónico es un número cuántico que se conserva durante la realización de todos y cada uno de los procesos débiles.

2.4. Formas de decaimiento de los átomos.

Los átomos, como cualquier ente que se encuentre en la naturaleza, tienden a su situación de mínima energía. Para ello, emitirán partículas si es necesario buscando su propia estabilidad. Existen múltiples formas de desintegración que los átomos llevan a cabo para encontrar su estado más estable.

A principios del siglo XIX comenzó a llevarse a cabo la realización de experimentos con campos magnéticos aplicándolos sobre materiales radiactivos para estudiar las posibles consecuencias. Al realizar dichos experimentos se observaba que, de manera natural, se emitían tres tipos de radiación diferentes. La identificación de estas radiaciones se hizo experimentalmente de la siguiente manera que indica la figura.

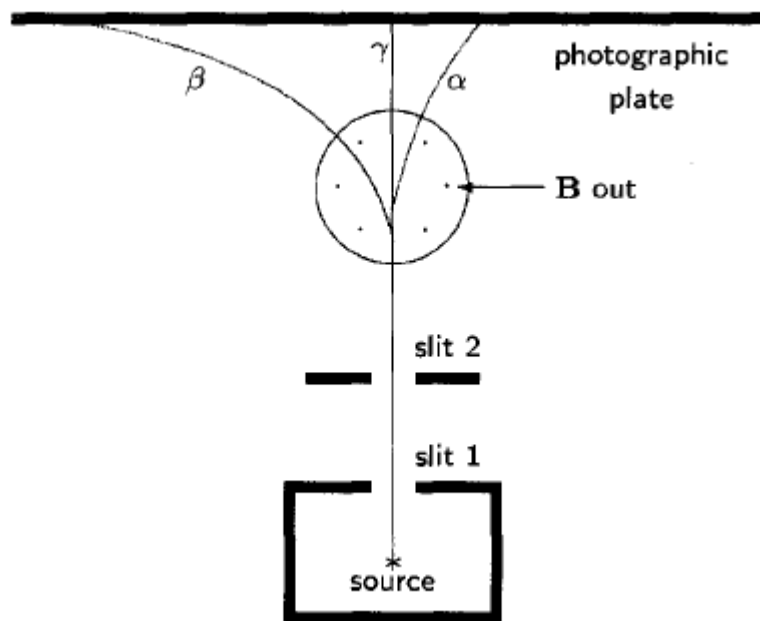


Figura 2.6. Deflexión de los rayos alfa, beta y gamma.

Al darse cuenta de que había tres tipos diferentes de radiación, el físico francés Henri Becquerel nombró estas desintegraciones de naturaleza desconocida rayos alfa, beta y gamma según las letras del alfabeto griego.

Los rayos beta, que eran desviados hacia la izquierda, eran partículas cargadas negativamente. Son los mismos rayos que Thomson identificó a finales del siglo XIX como electrones. Los rayos gamma no se veían afectados por el campo magnético y por ello se catalogaron como un tipo de radiación sin carga, aunque hoy en día se sabe que

son una radiación electromagnética de alta frecuencia cuya energía es portada por unas partículas llamadas fotones. Los rayos alfa, dirigidos hacia la derecha, eran partículas de carga positiva. Se desvían menos que los rayos beta consecuencia de portar una mayor masa, y ello es debido a que las partículas alfa son átomos de helio como demostró Rutherford. Los estudios mostraban que, como era de esperar, los átomos pretendían llegar a sus estados de mínima energía para alcanzar su forma más estable.

De manera general, aunque en mayor medida para los elementos más pequeños, se observa que la estabilidad se alcanza cuando el número atómico se iguala al número de neutrones del átomo ($Z=N$). Posteriormente, esta tendencia deja de producirse cuando en la tabla periódica se llega a los átomos más grandes, ya que el número de neutrones aumenta respecto al de protones ($Z < N$). Todos estos átomos que se encuentran en su forma más estable son los que, de todos los isótopos de un átomo, alcanzan una mayor vida media mientras que los menos estables decaen antes. En la siguiente gráfica se observa en negro la zona más estable y las formas de decaimiento en función del desplazamiento hacia una zona u otra de la gráfica.

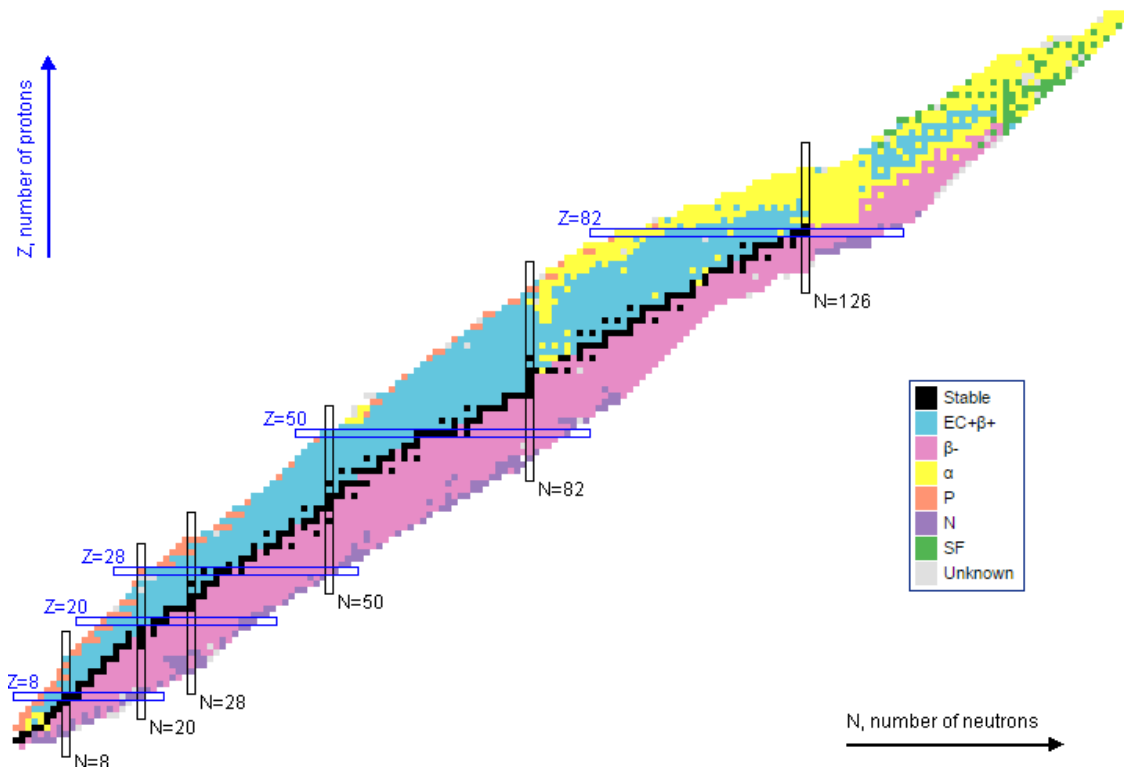


Figura 2.7. Formas de desintegración de los elementos.

Según el elemento observado, se producirán unos tipos de desintegración u otros. Esto es así ya que cada elemento tiene su propia manera de encontrar la estabilidad moviéndose de una forma u otra en la gráfica. Ciertamente no todos los elementos que aparecen en esta gráfica existen, ya que aparecen isótopos que no se dan en la naturaleza.

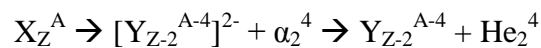
En este apartado, se examinan las diferentes formas de decaimiento de los átomos teniendo en cuenta las partículas que se liberan en cada proceso. Se estudian así a continuación desde la desintegración alfa hasta la captura de electrones de los átomos.

2.4.1. Desintegración alfa.

Como ya se ha mencionado unos párrafos atrás, las partículas alfa consisten en núcleos de átomos de helio. Con ello, la desintegración tipo alfa consiste en la emisión de las mismas por parte de los elementos. No es de extrañar que para elementos con unos núcleos muy grandes este modo de decaimiento emitiendo partículas alfa sea uno de los más estables dentro de todos los existentes.

En la desintegración alfa, el núcleo disminuye en cuatro unidades su número másico y en dos unidades su número atómico. Dicho así se podría pensar que el átomo quedará con dos electrones más de la cuenta dejando de ser neutro, pero estos electrones extra rápidamente dejan el átomo convirtiéndolo de nuevo en uno sin carga. En el momento que un elemento emite una partícula alfa deja de ser el que era, desplazándose en la tabla periódica siendo entonces un elemento algo menos pesado.

La forma de desintegración tipo alfa puede quedar representada mediante la siguiente reacción:



Este tipo de desintegración, como se puede observar en la figura 2.7., se observa en los núcleos más pesados aunque si se observa bien se ve que en los núcleos más ligeros tienen lugar algunas transmutaciones de este tipo. Al perder el mismo número de protones que de neutrones, el movimiento del elemento durante su transformación en la gráfica se produce de manera prácticamente diagonal o paralelo a la diagonal principal.

Para ilustrar con un ejemplo, se observa en la siguiente figura la desintegración alfa del elemento radio-226.

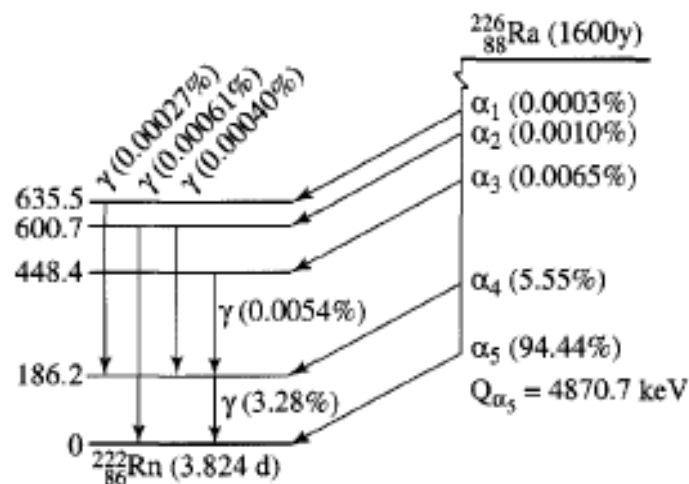


Figura 2.8. Decaimiento alfa del radio-226.

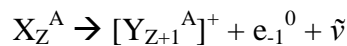
El núcleo decae a un primer estado excitado de un gas noble como es el Rn-222 con un 5.55% de posibilidades, y con un 94.45% de probabilidad al mismo elemento en su estado estable de mínima energía. Dos partículas alfa con diferentes energías cinéticas se emiten durante el proceso, así como una emisión de rayos gamma con una energía igual a la diferencia de energía existente entre las dos partículas alfa y los dos estados nucleares más bajos de este radón-222. El radón, al ser un gas noble, mantiene la configuración electrónica más estable posible. Esto es así porque es capaz de llenar todos los orbitales de su estructura, al igual que le pasa al helio, neón, argón, kriptón y el xenón.

2.4.2. Desintegración beta.

Dentro de la desintegración tipo beta, existen dos tipos en función de que se desintegre un neutrón o un protón. En el primer caso, se habla de decaimiento electrónico y en el segundo de decaimiento positrónico.

2.4.2.1. Desintegración beta⁻ o decaimiento electrónico.

Muchos núcleos radiactivos muy ricos en neutrones decaen cambiando un neutrón por un protón y un electrón. Este tipo de proceso ha sido nombrado de muchas maneras desde su descubrimiento: decaimiento electrónico, decaimiento beta⁻, decaimiento negativo, decaimiento negativo de electrones, etc. El electrón emitido es conocido por muchos autores como partícula β⁻. Una vez es emitido este electrón el átomo que queda, con un protón más en el núcleo, comienza a orbitar con un electrón menos y como un ion cargado positivamente. Sin embargo, este átomo rápidamente adquiere un electrón extra para rellenar su orbital incompleto. En general, la desintegración beta⁻ puede definirse con la siguiente reacción:



Además del electrón emitido, aparece un antineutrino. Un antineutrino es una partícula de una masa diez mil veces menor que el electrón y de carga nula. Este tercer producto de la desintegración beta menos implica la energía y momento producidos en este tipo de decaimiento. Si el decaimiento sólo consistiera en un electrón entonces, como en la desintegración alfa, la conservación de la energía y del momento lineal precisará que el decaimiento energético sea compartido en proporciones muy definidas entre ambos.

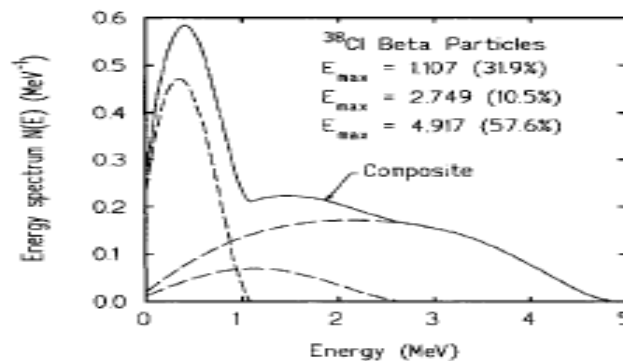


Figura 2.9. Espectro energético del cloro-38 en la emisión de partículas beta-.

Sin embargo, la emisión de partículas β^- se produce mediante una distribución continua de energías que tiene un bien definido máximo como se muestra en la anterior imagen.

El vértice alcanzado en la distribución energética del espectro observada en la figura 2.9. se da en aquel punto en el que la energía cinética del antineutrino emitido durante dicha desintegración β^- vale cero, y la energía total es entonces dividida entre las restantes partículas que se emiten durante el proceso.

Al haber definido ya este tipo de desintegración, se observa que en la figura 2.7., los elementos que la llevan a cabo se desplazan hacia arriba y la izquierda en la gráfica. Esto es así debido a la pérdida de un neutrón y la ganancia de un protón con este tipo de decaimiento.

2.4.2.2. Desintegración beta⁺ o decaimiento positrónico.

De manera contraria a la desintegración beta⁻, la desintegración beta⁺ se da en aquellos núcleos que tienen una gran cantidad de protones y para encontrar la estabilidad cambian un protón por un neutrón. En este mecanismo de decaimiento se emiten un positrón y un neutrino. De la misma manera que antes el antineutrino era la antipartícula del neutrino, el positrón es la antipartícula del electrón.

El átomo que queda tras el decaimiento tiene un protón menos en el núcleo e inicialmente tiene demasiados electrones en sus órbitas, siendo así un ion negativo. Sin embargo, el elemento rápidamente emite el electrón sobrante para llegar a ser un átomo neutro. Siendo así y de acuerdo a la figura 2.7., el átomo que realiza la desintegración beta positiva se desplaza hacia abajo y hacia la derecha, consecuencia de perder un protón y ganar un neutrón. Como se puede observar en esa figura, es el desplazamiento de la desintegración beta⁺ es diametralmente opuesto a la desintegración beta⁻.

Una desintegración del tipo beta⁺ puede ser expresada acorde a la siguiente reacción:

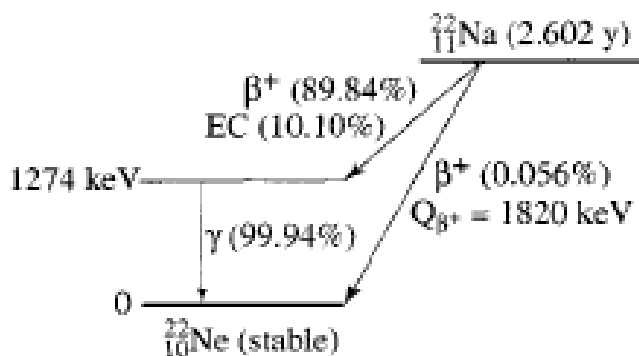
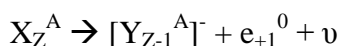


Figura 2.10. Decaimiento beta⁺ del sodio-22.

El positrón o partícula β^+ emitido tiene las mismas propiedades físicas que el electrón menos su carga, que aunque es igual es positiva. El neutrino emitido es necesario para la conservación de la energía y del momento lineal al estar las partículas emitidas con un espectro continuo de energías que llegan hasta un valor máximo.

Como ejemplo, se propone la desintegración beta más del sodio-22 ilustrada en la anterior imagen

En el ejemplo se observa el decaimiento del sodio-22 emitiendo partículas beta⁺ o positrones. Esta forma de decaimiento, que tiene un tiempo de vida muy corta se caracteriza por la emisión de unos rayos gamma muy energéticos.

El positrón emitido pierde su energía cinética ionizando y excitando electrones y moviéndose alrededor del núcleo. El resto de la energía se convierte mediante fotones.

2.4.3. Desintegración gamma.

En muchas reacciones nucleares, se produce un núcleo en base al mismo núcleo en su estado excitado. Este núcleo excitado decae muy rápidamente en unos 10^{-9} segundos a un estado de menor energía emitiendo esta excitación en forma de fotón llamado rayo gamma.

Sin embargo, algunos núcleos excitados permanecen en su estado de mayor energía por mucho tiempo antes de realizar este tipo de decaimiento. Estos núcleos excitados de larga vida se llaman núcleos meta-estables o isómeros. Cuando un núcleo con demasiada excitación decae por emisión de rayos gamma, este decaimiento se llama transición isomérica.

En la siguiente imagen se ve el estado excitado del tecnecio-97, un elemento meta-estable con una vida media de 90.5 días. Este elemento decae a un estado de menor energía, y por lo tanto más estable, al emitir un fotón gamma de unos 96.5 KeV.

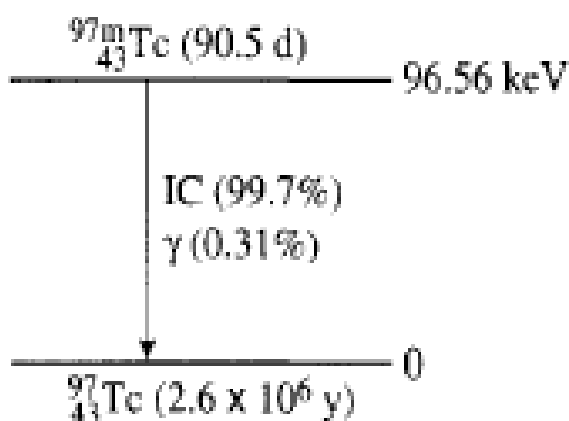
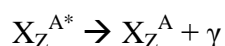


Figura 2.11. Decaimiento gamma del tecnecio-97.

Una reacción de decaimiento gamma de cualquier isótopo excitado puede ser escrita de la siguiente manera, siendo X un elemento genérico:



Al no modificar la estructura interna del átomo manteniendo el número de protones y de neutrones del mismo, la desintegración tipo gamma no se observa en la figura 2.7. mostrada anteriormente.

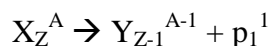
La radiación alfa puede ser detenida hasta con una hoja de papel. Las partículas beta, por placas metálicas de elementos como el aluminio. Pero para absorber la radiación gamma se necesitan materiales muy densos, necesitando así planchas muy gruesas de materiales como el plomo.

2.4.4. Decaimiento protónico.

Hay algunos radionúclidos con gran cantidad de protones que decaen mediante la emisión de uno de sus protones. En dichos procesos de desintegración, el elemento resultante aparece como un ion negativo consecuencia de dicha liberación.

El electrón extra es subsecuentemente expulsado de la nube de electrones del átomo hacia los alrededores y el elemento que quedaba como un ion negativo vuelve a ser eléctricamente neutro.

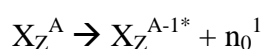
El decaimiento protónico se puede representar mediante la siguiente reacción:



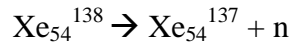
En la figura 2.7., el elemento se vería desplazado perpendicularmente hacia abajo. Esto es así debido a que únicamente se produce la pérdida de un protón durante el proceso. Desde un estado inicial en la parte superior de la línea de goteo protónica hasta un estado final situado debajo al liberar un protón, la energía a aplicar para liberar dicha partícula irá aumentando conforme se vayan liberando protones en el proceso de decaimiento. Es decir, que en el caso de decaimientos protónicos consecutivos, la energía a aplicar será mayor para liberar el protón n+1 que la necesaria para liberar el protón n y así sucesivamente.

2.4.5. Decaimiento neutrónico.

Hay algunos núcleos que al ser ricos en neutrones decaen emitiendo neutrones produciendo un isótopo diferente del elemento inicial. Generalmente pasa como con el decaimiento protónico, ya que el elemento resultante queda en un estado excitado que posteriormente quedará estable tras emitir dicha energía como rayos gamma. El decaimiento neutrónico puede verse representado con la siguiente reacción:



Un ejemplo de este tipo de desintegración es el que se da con el xenón-138, de la siguiente manera:



Aunque este decaimiento neutrónico suele ser raro, muchas veces juega un papel fundamental en los reactores nucleares. Una pequeña fracción de los átomos radiactivos producidos durante la fisión decae de esta manera. Estos neutrones influyen en la reacción en cadena y deben ser tenidos en cuenta a la hora de controlar la reacción.

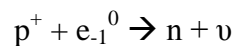
Respecto a la figura 2.7., el decaimiento neutrónico implica la liberación de un neutrón por parte de un elemento. Por ello, el movimiento realizado en dicha imagen sería perpendicular hacia la izquierda debido a la pérdida de neutrones.

Finalmente, respecto a la línea de goteo neutrónica, ocurre al igual que la línea de goteo protónica. Desde un estado inicial colocado en dicha línea, hasta un estado separado a la izquierda al liberar un neutrón se necesita una cantidad de energía para llevar a cabo esa transmutación. En el caso de decaimientos neutrónicos consecutivos, la energía a aplicar para separar un electrón en el caso n+1 será mayor que la necesaria para separar esa misma partícula en el caso n.

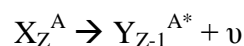
2.4.6. Captura de electrones.

En el modelo de la mecánica cuántica del átomo, los orbitales donde se mueven los electrones tienen una finita aunque pequeña posibilidad de pasar algo de tiempo en el interior del núcleo. Los que más probabilidades tienen son aquellos que se encuentran en los orbitales más cercanos al núcleo.

Para un electrón que se mueve por un orbital, mientras se encuentra en el interior del núcleo, es posible capturar un protón siendo así transformado en un neutrón. Conceptualmente, se puede entender esta transformación según esta reacción:



El neutrino es necesario para conservar la energía y el momento lineal. Generalmente, la captura de electrones se puede describir mediante:



Así, el átomo obtenido tras la captura del electrón está en un estado nuclear excitado con una energía superior. A diferencia de los anteriores tipos de decaimiento, no se emiten partículas cargadas durante este proceso. Las únicas radiaciones emitidas son fotones de rayos gamma producidas cuando este estado excitado vuelve a su estado más estable, ya que lo hace liberando esa energía sobrante.

Un ejemplo de un núcleo que decae con captura de electrones es el berilio-7 de la siguiente manera:

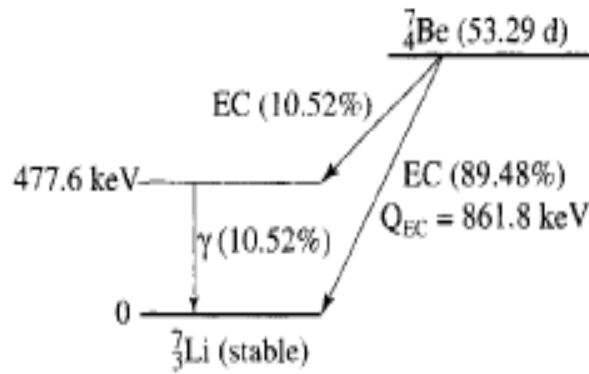


Figura 2.12. Decaimiento del berilio-7 mediante captura de electrones.

Finalmente, en la transmutación mediante captura de electrones, un electrón que normalmente suele pertenecer a las capas más cercanas al núcleo desaparece dejando una vacante interna. Los restantes electrones rellenan la vacante normalmente emitiendo rayos X, volviéndose estos electrones más severamente unidos. Hay veces en las que dicha energía en vez de ser emitida mediante radiación X puede ser emitida hacia un electrón que resida en un orbital más externo expulsándolo o liberándolo del átomo. Estos electrones eyectados se llaman electrones de Auger, llamados así por su descubridor.

En la figura 2.7., se observa que el proceso de decaimiento de captura de electrones se toma de manera similar al decaimiento del tipo β^+ .

2.5. Fisión nuclear.

El proceso de fisión nuclear consiste en la separación de un núcleo pesado en varios núcleos más pequeños, e incluso en algunos subproductos como neutrones libres, fotones emitidos en forma de radiación gamma, partículas alfa y partículas beta. Generalmente, los núcleos de los elementos que se obtienen tras realizar la fisión suelen ser asimétricos y sus números másicos están en una proporción cercana a dos tercios.

De acuerdo a la figura 2.7., la fisión nuclear es una forma muy particular de decaimiento de un elemento. Como se observa en la imagen, este proceso de fisión espontánea se da normalmente en los elementos más pesados de la tabla periódica. Este es el tipo de desintegración aprovechada en los reactores nucleares para la producción de energía térmica en grandes cantidades, y que será susceptible de ser transformada después en energía eléctrica mediante un ciclo de potencia.

En cuanto al combustible, son los átomos de U_{235} , U_{238} y Pu_{239} los más importantes en la tecnología nuclear que se utiliza en la actualidad. Son átomos que decaen mediante fisión espontánea y, en muchas ocasiones, incluso emitiendo partículas alfa. En estos elementos, como en cualquier elemento fisionable, hay que superar un cierto umbral de energía por nucleón que permita la fisión nuclear. Esta barrera energética es del orden de los 5 MeV, por lo tanto, hay que aportar algo de energía al

proceso para facilitar su realización. Esta aportación de energía se puede realizar de dos maneras dependiendo del combustible, mediante neutrones térmicos o rápidos.

Los neutrones que provocan la fisión nuclear se clasifican en función de la energía que portan, y esta clasificación lleva a definir los neutrones térmicos y los neutrones rápidos. En función del tipo de neutrón y del tipo de combustible que se utilice para inducir el proceso, existirá una mayor o menor sección eficaz que produzca esta fisión. En la siguiente imagen se puede ver el tamaño de la sección eficaz, en barns ($1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$), existente según cómo de excitados energéticamente estén los neutrones y según el tipo de elemento utilizado en la reacción.

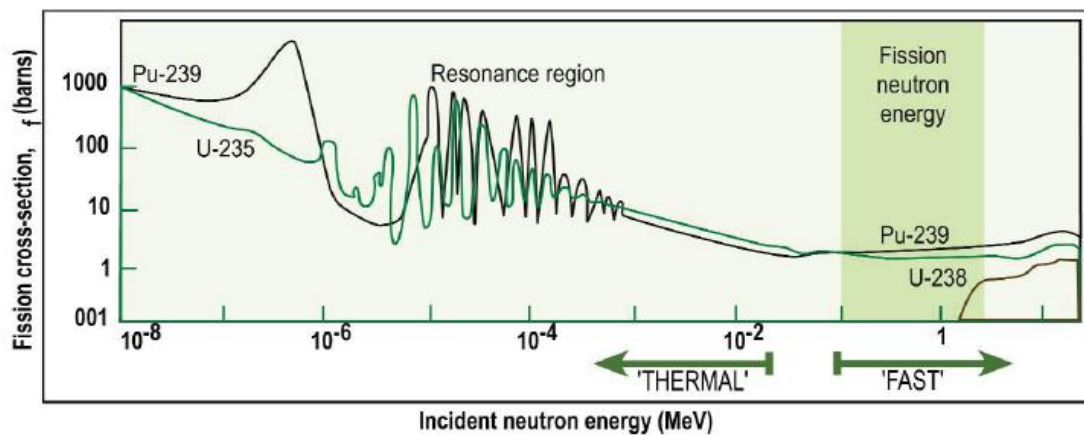


Figura 2.13. Sección eficaz en función de los neutrones y el combustible.

Atendiendo a este criterio se dice que un elemento es fisionable cuando es susceptible de provocar una fisión nuclear. Se dice que un elemento es físil cuando este proceso de fisión puede ser llevado a cabo utilizando neutrones térmicos con bajas energías. Mientras que el U_{238} no puede desarrollar la fisión con neutrones de baja energía, el U_{235} sí lo hace. Por ello ambos son fisionables, pero sólo el U_{235} es físil.

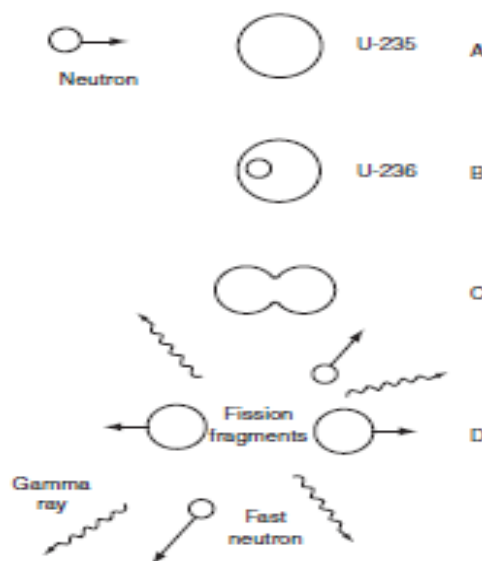


Figura 2.14. Reacción de fisión del U_{235} .

En la figura anterior se puede ver cómo se lleva a cabo el proceso de fisión de uno de estos elementos fisionables. El uranio-235 absorbe el neutrón térmico en su núcleo y pasado un pequeñísimo intervalo de tiempo se vuelve inestable y se produce la liberación de grandes cantidades de energía.

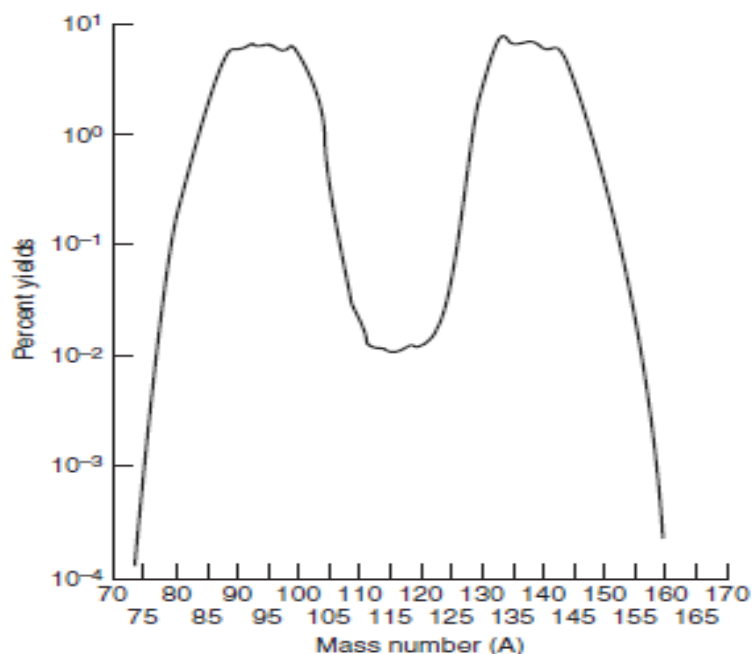


Figura 2.15. Productos de la fisión nuclear en función del número másico.

Una vez fisionado el elemento, los elementos que son productos de la fisión mantienen unos números másicos determinados que generalmente oscilan entre 90 y 140 atendiendo a una distribución de probabilidades determinada como se puede observar en la figura 2.15. Por eso se dice anteriormente que la relación entre números másicos de los productos de la fisión es aproximadamente dos tercios. Aunque es cierto que no existen dos procesos de fisión iguales, la distribución de los números másicos siempre suele ser parecida dando lugar a probabilidades de la aparición de los elementos como productos de la reacción.

De manera general, los elementos más comunes que surgen como productos de una reacción de fisión nuclear son el cesio-137, el cesio-135, el yodo-131, el yodo-129, el estroncio-90, el tecnecio-99, etc. entre muchos otros. Aparte de elementos de la tabla periódica, también es normal que se desprenda radiación gamma y por supuesto más neutrones. Por cada reacción nuclear de fisión se tiene una media de desprendimiento de unos 2,5 neutrones por fisión. Si no se controlara este proceso se induciría a una explosión, por lo que interesa que sólo uno de estos 2,5 neutrones prosiga su camino llevando a cabo una reacción en cadena controlada como se verá a continuación.

El control de estos neutrones se consigue utilizando sustancias moderadoras de la reacción como bien pueden ser el agua ligera (H₂O), el agua pesada (D₂O) o el grafito.

Económicamente, el interés de este proceso reside en la enorme cantidad de energía térmica liberada durante la reacción nuclear. Estas energías térmicas se utilizan en un ciclo de potencia llamado ciclo Rankine que utiliza una turbina de vapor para producir electricidad. Las características de este ciclo se verán en el siguiente apartado del documento.

2.5.1. Reacciones nucleares en cadena.

Al contrario que la reacción de fisión inducida, la reacción de fisión en cadena pretende continuar con el proceso para que los neutrones liberados durante los impactos vuelvan a colisionar de nuevo contra otros núcleos del combustible nuclear utilizado. Con ello, se consiguen producir las grandes cantidades de energía existentes en los reactores nucleares que se conocen. Como se ha dicho, de cada 2,5 neutrones que se producen en cada uno de los impactos de un neutrón con un núcleo se pretende que sólo uno continúe la reacción en cadena.

En la siguiente figura se observa cómo se aprovechan los neutrones resultantes de la fisión de un núcleo del combustible nuclear para continuar el proceso fisionando los núcleos más próximos. Como la fisión de un elemento está produciendo en el momento de la reacción en cadena varios neutrones, se facilita así la fragmentación de los elementos. Las sustancias denominadas anteriormente como moderadoras tienen la característica de que frenan los neutrones de la reacción, y por ello se utilizan para mantener el proceso de forma controlada.

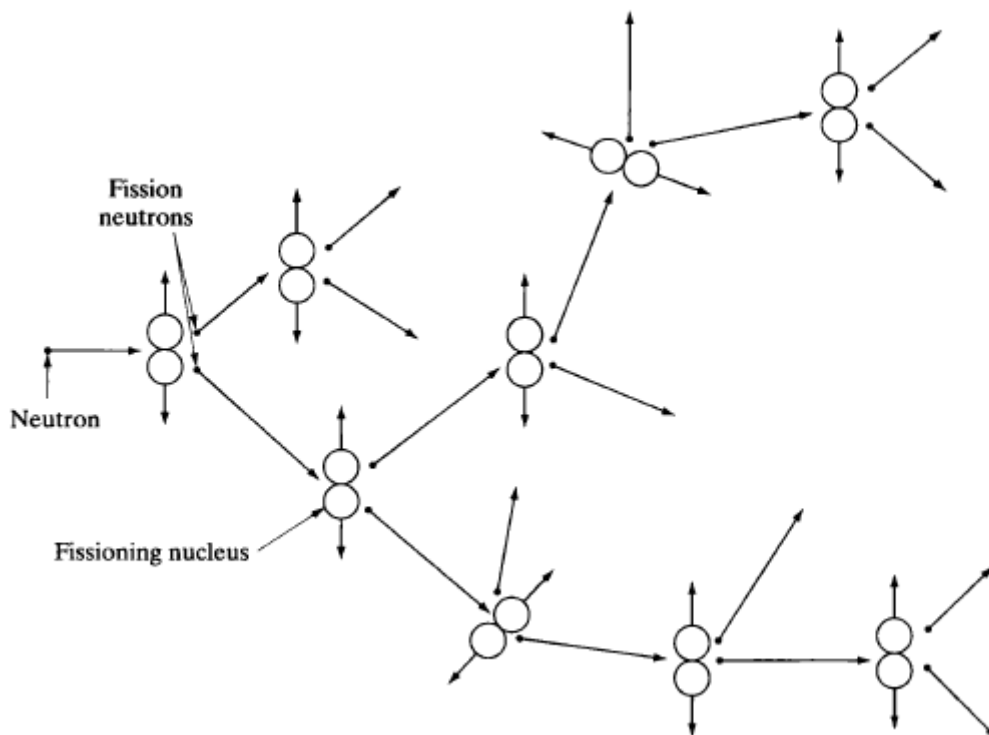


Figura 2.16. Representación esquemática de una reacción en cadena.

Una reacción en cadena puede ser descrita cuantitativamente mediante un parámetro llamado factor de multiplicación (k). Este factor se describe como el cociente entre los neutrones existentes en una generación de fisiones y los neutrones existentes en la generación precedente.

$$k = \frac{\text{neutrones existentes en una generación}}{\text{neutrones de la generación precedente}}$$

El valor de este parámetro no es tan sencillo de medir ya que depende de muchos factores que se dan en un reactor nuclear como pueden ser la producción de neutrones por cada fisión, las fugas en la vasija del reactor, la moderación de neutrones durante la reacción y la absorción de los mismos. Con ello, este factor de multiplicación puede ser calculado de otra forma dependiendo de otros seis parámetros en una ecuación llamada “six-factor-formula” con una dificultad añadida que escapa al estudio de este documento.

De forma general, se puede decir que si este factor de multiplicación se mantiene próximo a la unidad la reacción está siendo llevada a cabo de manera controlada. Si k es menor que uno se dice que es subcrítica ya que están disminuyendo el número de fisiones, y si k es mayor que uno la cantidad de fisiones está aumentando pudiendo llegar a descontrolar el proceso. La modificación de este parámetro durante el funcionamiento de un reactor nuclear se realiza, como se verá más adelante, subiendo o bajando las barras de control del reactor para absorber más o menos neutrones en el proceso.

Energéticamente, la fisión nuclear produce aproximadamente unos 200 MeV de media para calentar el medio en el que se encuentra el combustible sin contar con un orden de unos 12 MeV que desaparecen con los neutrinos que no interaccionan durante el proceso. Aproximadamente, se estima que se producen unos 0,9 MeV por nucleón existente en el átomo. En el caso del combustible nuclear más utilizado en la actualidad, el U₂₃₅, la distribución de la energía liberada en un reactor queda como se ilustra en la siguiente tabla:

	MeV
Fission fragment kinetic energy	166
Neutrons	5
Prompt gamma rays	7
Fission product gamma rays	7
Beta particles	5
Neutrinos	10
Total	200

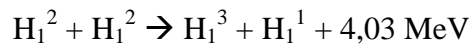
Tabla 2.1. Distribución de la energía liberada en la fisión del U-235.

Para terminar con la fisión, hay que tener en cuenta la radiactividad producida durante el proceso. Los núcleos que se originan como productos de la reacción originan cadenas radiactivas artificiales debidas al elevado número medio de neutrones que tienen los productos de la fisión. Uno de los mayores problemas de la energía nuclear es que se

producen elementos que tienen varios miles o incluso millones de años de período de semidesintegración, como por ejemplo pasa con el tecnecio-99 cuyo período es de varios millones de años. Estos elementos de vida larga crean un problema de almacenamiento, transporte, seguridad, etc. con un gran impacto medioambiental que será discutido en el apartado quinto del proyecto. Además, también se producen los llamados “venenos” como el Xe_{135} , denominando así a aquellos elementos que tienen una gran sección eficaz de captura neutrónica y que hay que eliminar ya que ponen en peligro la reacción en cadena.

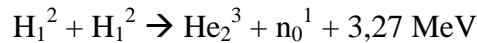
2.6. Fusión nuclear.

Existe la posibilidad de emitir grandes cantidades de energía utilizando las masas de los elementos de la tabla periódica con un número atómico bajo. De la misma manera que en el proceso de fisión nuclear se libera energía, en la fusión nuclear estas cantidades de energía pueden llegar a ser incluso mayores. Por ejemplo, se pueden combinar dos átomos de un isótopo del hidrógeno como es el deuterio para dar lugar a tritio según la siguiente reacción:

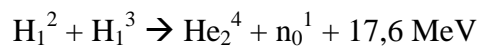


Como se observa, la fusión de dos átomos de deuterio libera una gran cantidad de energía en el orden de los 4 MeV frente a los 0,9 MeV producidos por cada nucleón existente en un proceso de fisión.

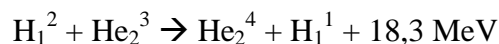
Aparte de utilizar este isótopo del hidrógeno también existen otras combinaciones para producir energía. Por ejemplo, otra posibilidad de la reacción anterior con dos átomos de deuterio es la producción de un isótopo del helio y unos 3,27 MeV de energía:



También se puede unir un átomo de deuterio y un átomo de tritio liberando como producto de la reacción un átomo de helio, un neutrón y una gran cantidad de energía térmica:



Otra posibilidad se puede dar utilizando el deuterio y el isótopo anteriormente nombrado del helio para dar el mismo helio en su estado más natural, hidrógeno y casi 20 MeV por nucleón:



Como se puede observar en algunos casos, la energía producida por nucleón en la fusión nuclear es mayor que en el proceso de fisión sobre todo al fusionar deuterio con tritio y deuterio con el isótopo del helio He_2^3 . Este es el interés de la comercialización de la fusión nuclear. A pesar de ello, no se ha conseguido el desarrollo tecnológico apropiado para la creación de un reactor nuclear de fusión. El problema está en recrear en el interior de un reactor las condiciones de presión, temperatura y densidad necesarias

para que se lleve a cabo el proceso. Es lo que se conoce en física nuclear como criterios de Lawson. El científico británico estableció una relación entre la temperatura del sistema, su densidad y el tiempo de confinamiento necesario. Existen diferentes formas de recrear estas condiciones para producir fusión con diferentes confinamientos espaciales: gravitatorio, magnético, inercial o por pinzamiento. Los más avanzados en su desarrollo se comentarán más adelante.

El hecho de que la fusión nuclear se lleve a cabo con elementos ligeros y la fisión con elementos pesados tiene una explicación física. Esto es así debido a las energías de ligadura de los elementos de la tabla periódica.

En el proceso de fusión nuclear se libera energía hasta que se empiezan a fusionar elementos como el hierro y el níquel, que son átomos pesados situados en el centro de la tabla periódica. Este es el proceso nuclear que tiene lugar en el interior de las estrellas. Al fusionar elementos más pesados que estos, las reacciones se vuelven endotérmicas y comienzan a consumir energía invirtiendo el sentido de las reacciones. Por contraposición, la fisión libera energía mientras se separen átomos más pesados que el hierro así como absorben energía fusionando elementos más ligeros que estos.

En la siguiente figura se observa la energía liberada por nucleón en diferentes elementos de la tabla periódica, desde los más ligeros hasta los más pesados con masas del orden de las del uranio.

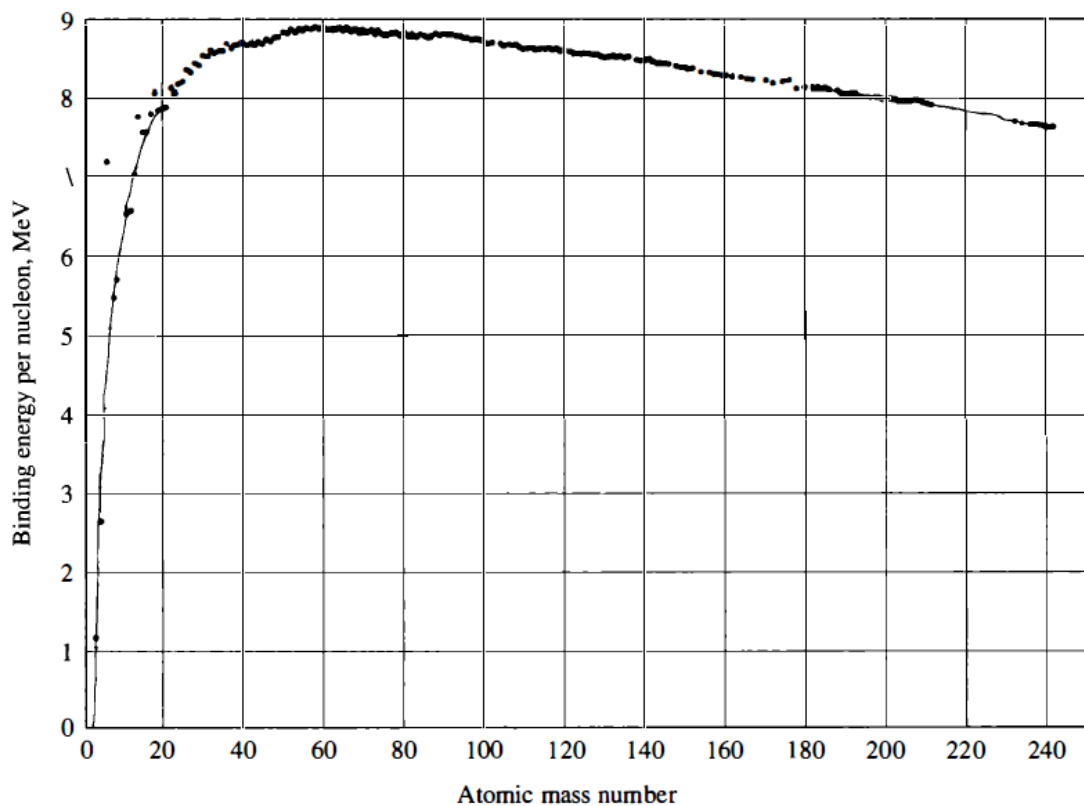


Figura 2.17. Energía liberada por nucleón en diferentes átomos.

Para llevar a cabo el proceso de la fusión nuclear, hay que provocar unas condiciones de temperatura altísimas del orden de entre 10 y 300 millones de grados kelvin. A estas temperaturas los reactivos quedan en un estado conocido como plasma, un estado de la materia en el que los electrones se desprenden de las capas electrónicas. El desafío de llevar a cabo la fusión de manera que se pueda producir energía eléctrica se plantea mediante el confinamiento de estos elementos más ligeros. Una vez confinados en estado de plasma, hay que mantener este estado durante suficiente tiempo y a una densidad suficientemente alta para que las reacciones de fusión produzcan más energía de la que se consume para producir el plasma. A continuación se ven los procedimientos más desarrollados, aunque aún experimentales, a día de hoy.

2.6.1. Confinamiento magnético.

Este procedimiento consiste en la utilización de campos magnéticos para confinar el plasma. Como el plasma está compuesto de partículas cargadas que se mueven a grandes velocidades, es susceptible de ser afectado por campos magnéticos externos. El fluido en estado de plasma se encuentra muy inestable, y hay probabilidades de que este fluido entre en contacto con los muros de la cámara donde se está produciendo la reacción donde inmediatamente vuelve a temperaturas normales y las posibilidades de provocar una reacción termonuclear disminuyen. El riesgo de que la reacción se detenga aumenta conforme empeoran las condiciones de temperatura y densidad del confinamiento.

Para evitar que se produzcan las pérdidas que hacen que el plasma disminuya su temperatura, se plantea producir la descarga del campo electromagnético en una cámara toroidal con bobinas enrolladas. En la siguiente figura se puede ver la forma de un reactor de fusión de este tipo.

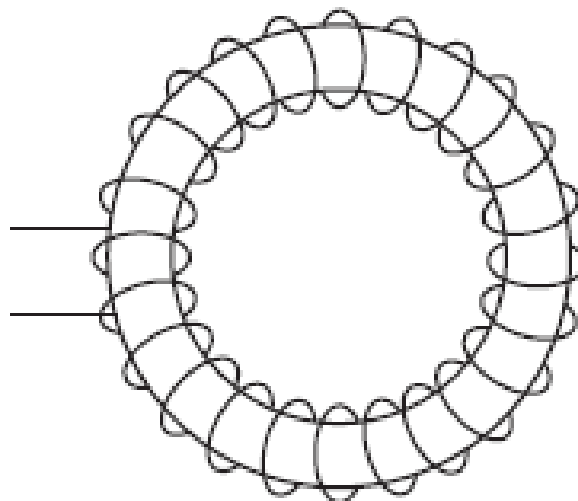


Figura 2.18. Geometría toroidal de un reactor de fusión por confinamiento magnético.

Este tipo de diseño es llamado “Tokamak” (Toroid chamber magnetic coil), un acrónimo ruso. Como el tubo está arrollado, el campo magnético provocado para llevar a cabo la fusión nuclear se mantiene continuo.

Respecto a al campo magnético, si este durante su aplicación no se mantiene continuo existen migraciones de partículas a través del muro de contención del reactor. Para evitar esto, se hace pasar una corriente a través del plasma generando otro campo magnético de manera que las líneas de campo sean circulares alrededor de la corriente evitando así las pérdidas. También se usan campos magnéticos verticales para estabilizar el plasma.

Pese a ello, mantener el plasma en un estado estable no asegura la fusión completa en el reactor debido a la falta de materiales que soporten estas condiciones. Estos hechos son los que, unidos a otros factores, evitan que la fusión nuclear no esté completamente desarrollada en este momento. Se espera que el desarrollo de materiales más resistentes a estas condiciones y de las técnicas aplicadas ayuden al desarrollo del proceso de fusión nuclear.

Existe un proyecto de desarrollo actualmente, el llamado proyecto ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor). Es un experimento científico a gran escala que intenta alcanzar las condiciones necesarias para provocar una fusión completa cumpliendo los ya mencionados anteriormente criterios de Lawson.

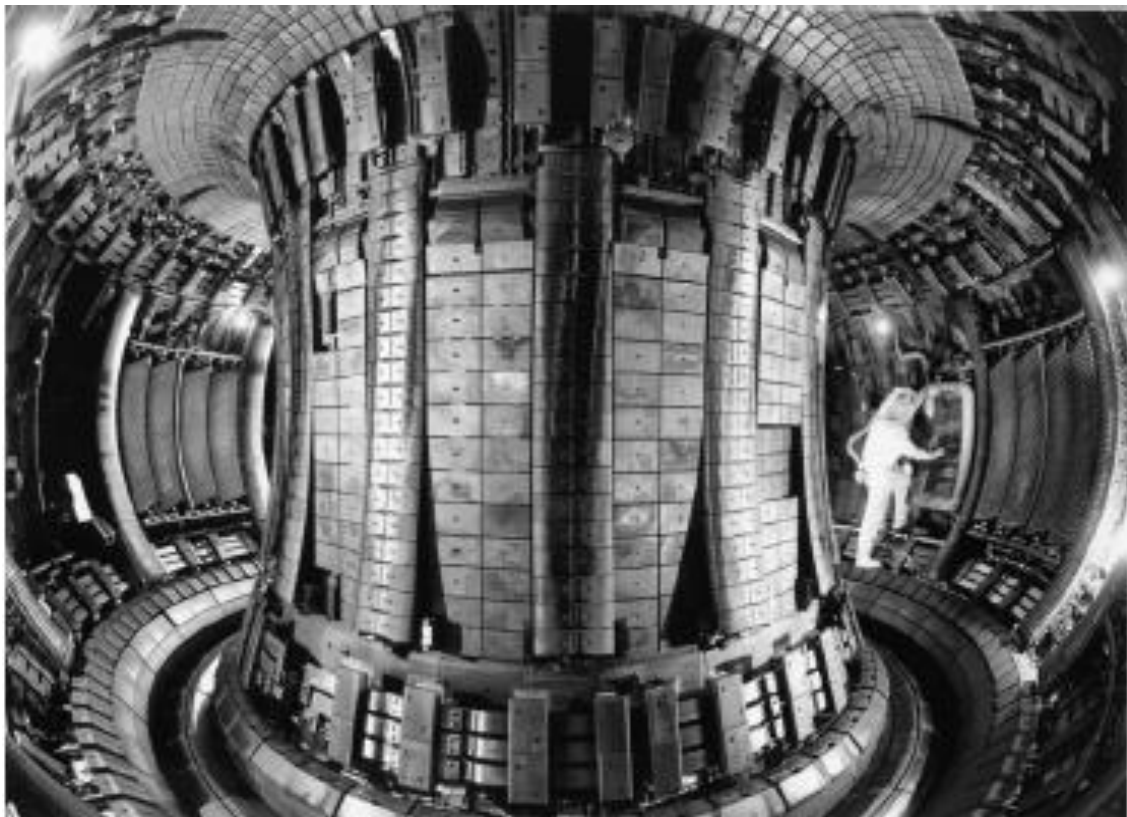


Figura 2.19. Interior de un reactor de fusión tipo Tokamak.

Al ser un proyecto mayoritariamente europeo se está llevando a cabo en Cadarache (Francia), y en él están participando gran cantidad de países de la Unión Europea, Japón, Estados Unidos, Corea del Sur, India, Rusia o China.

2.6.2. Confinamiento inercial.

El proceso comienza con la obtención del combustible nuclear compuesto por una mezcla de deuterio y tritio y en forma de pellets para su tratamiento. Los pellets son calentados por láseres muy potentes o por partículas a alta velocidad y tienen un diámetro inferior a 0,5 milímetros. Para provocar la fusión, una gran cantidad de rayos de láser inciden sobre estos pellets que contienen el combustible desde diferentes direcciones.

La energía inicial evapora el material que forma la microesfera que contiene el combustible, y las partículas que se encuentran en su interior comienzan a tomar forma de plasma aumentando así la energía en el reactor. Se empiezan a alcanzar las condiciones deseadas y la mezcla de combustible sufre una compresión debido a la gran cantidad de energía existente que proviene de los neutrones, las partículas cargadas y la radiación electromagnética.

Otra forma alternativa de provocar la fusión mediante el confinamiento inercial es utilizar estos láseres para bombardear la superficie de los pellets contenidos en el hohlraum del reactor, que es donde se introduce todo el combustible. Una de las ventajas de este proceso aparte de la alta eficiencia energética es la insensibilidad a la radiación luminosa. La energía es emitida en forma de microexplosiones es absorbida por un fluido como puede ser litio, que estaría circulando continuamente sobre la superficie del recipiente intercambiando el calor de la reacción.

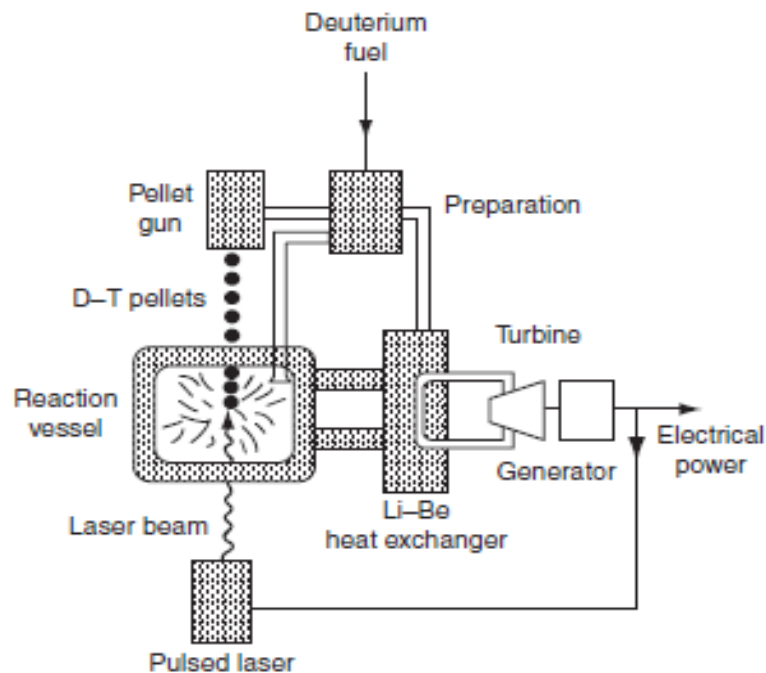


Figura 2.20. Esquema de un reactor de fusión por confinamiento inercial.

Hay varios diseños de reactores que realizan la fusión mediante el confinamiento inercial que han sido desarrollados por varios laboratorios, universidades y diferentes empresas. El objetivo es llegar a producir las condiciones necesarias para que, en un futuro, los reactores de fusión puedan hacer competencia económica a los que funcionan por fisión nuclear.

El proyecto NIF (National Ignition Facility) está siendo desarrollado en Estados Unidos para tratar de demostrar la viabilidad de la fusión nuclear como fuente de energía.

Pese al desarrollo de los proyectos de investigación de confinamiento magnético y de confinamiento inercial aún no se han conseguido alcanzar las condiciones necesarias para que el proceso de fusión nuclear sea económicamente rentable. Por ello, los únicos reactores de fusión existentes en el mundo tienen carácter experimental aunque se espera que a partir del año 2030 o 2035 ya se pueda comercializar este tipo de energía.

Una de las principales ventajas del proceso de fusión nuclear es que los reactivos producidos en la reacción no son contaminantes para la atmósfera ni tienen unos períodos de semidesintegración tan altos como los residuos de la fisión nuclear. Aparte, los productos de una reacción de fusión son normalmente hidrógeno y sus isótopos, helio, neutrones y energía. El hidrógeno se encuentra en la naturaleza y el helio es un elemento que no reacciona al tener estructura de gas noble. Por ello, en términos medioambientales, la fusión nuclear se presenta como una de las grandes esperanzas futuras en la producción de energía a gran escala.

3. Tecnología de reactores nucleares.

Como los reactores de fusión nuclear se encuentran aún en líneas de desarrollo, el cuerpo principal de este documento tendrá lugar sobre los reactores de fisión nuclear.

Al observar las grandes cantidades de energía liberadas durante el proceso de fisión nuclear y el descubrimiento de las reacciones en cadena, se llevó a cabo el diseño de reactores nucleares con el objetivo de producir energía eléctrica. A pesar de todo, los primeros reactores construidos tuvieron aplicación directa sobre los submarinos. Estos navíos, llamados submarinos nucleares, tenían como principal ventaja sobre los diésel que no había necesidad de emerger a la superficie para renovar el aire y aparte podían funcionar durante más tiempo.

Es de necesidad mencionar que el desarrollo de estos submarinos se vio incentivado por la época de la guerra fría entre EEUU y la URSS, por lo que la actividad militar fue fundamental en el desarrollo de esta industria.

Con estos desarrollos tecnológicos, fueron las principales potencias de entonces (EEUU, URSS, Gran Bretaña, Francia, etc.) las que se lanzaron al desarrollo de programas nucleares.

En la actualidad, existen 440 reactores nucleares y muchos otros que se encuentran en construcción en países que están experimentando un fuerte crecimiento

como por ejemplo China, que tiene unos 25 reactores en construcción. Pese a ello, el desarrollo de la energía nuclear siempre se ha visto mermada por diferentes tipos de accidentes que han provocado el temor en la población.

Reactor Type	Reactor Type Descriptive Name	Number of Reactors	Total Net Electrical Capacity [MW]
PWR	Pressurized Light-Water-Moderated and Cooled Reactor	279	259172
BWR	Boiling Light-Water-Cooled and Moderated Reactor	80	75462
PHWR	Pressurized Heavy-Water-Moderated and Cooled Reactor	49	24549
GCR	Gas-Cooled, Graphite-Moderated Reactor	15	8045
LWGR	Light-Water-Cooled, Graphite-Moderated Reactor	15	10219
FBR	Fast Breeder Reactor	2	580
Total		440	378027

Tabla 3.1. Distribución de reactores en el mundo según su tecnología.

Según la IAEA, las tablas adjuntas muestran la situación actual de las plantas nucleares en el mundo. En la tabla 3.1. se muestra la cantidad de reactores nucleares existentes de acuerdo a la tecnología utilizada en el reactor, mientras que en la tabla 3.2. se observa la distribución geográfica de dichos reactores mostrando la cantidad de los mismos y la potencia eléctrica generada por esta fuente de energía.

Como ya se ha mencionado, en la primera tabla adjunta se ven los reactores en funcionamiento según su tecnología independientemente del país donde se sitúan.

Es de destacar lo observado en la tabla 3.1., en la cual se observa que más del 60% de los reactores son del tipo PWR y casi un 20% del tipo BWR. Estos son los dos tipos de reactores nucleares que funcionan con agua ligera, como se estudiará a continuación.

Esta segunda tabla adjunta engloba 433 reactores nucleares en funcionamiento a principios del año 2015.

También existen 6 reactores nucleares situados en Taiwán que no figuran en la tabla, y el reactor número 440 se encuentra situado en Corea del Sur. Esta última es la central nuclear Shin-Wolsong-2, que no se encuentra recogida debido a que su conexión a red tuvo lugar a finales de febrero de 2015. Es un reactor tipo PWR con unos 960 MW de potencia.

País	Nº	Capacidad (MW)
UNITED STATES OF AMERICA	99	98476
FRANCE	58	63130
JAPAN	48	42388
RUSSIA	34	24654
CHINA	24	20056
KOREA, REPUBLIC OF	23	20706
INDIA	21	5308
CANADA	19	13500
UNITED KINGDOM	16	9243
UKRAINE	15	13107
SWEDEN	10	9470
GERMANY	9	12074
SPAIN	7	7121
BELGIUM	7	5927
CZECH REPUBLIC	6	3904
SWITZERLAND	5	3333
FINLAND	4	2752
HUNGARY	4	1889
SLOVAKIA	4	1814
ARGENTINA	3	1627
PAKISTAN	3	690
BULGARIA	2	1926
BRAZIL	2	1884
SOUTH AFRICA	2	1860
MEXICO	2	1330
ROMANIA	2	1300
IRAN, ISLAMIC REPUBLIC OF	1	915
SLOVENIA	1	688
NETHERLANDS	1	482
ARMENIA	1	375

Tabla 3.2. Distribución de reactores nucleares por el mundo en la actualidad.

Una vez producida la fisión nuclear en el interior de un reactor, se necesita toda una planta de producción de potencia para el aprovechamiento de esa energía térmica.

Es importante estudiar este concepto ya que el reactor nuclear es una pequeña parte de la superficie total de una instalación nuclear. Este aprovechamiento de la energía térmica para su posterior conversión a energía eléctrica se lleva a cabo con un ciclo termodinámico llamado de Rankine.

3.1. Ciclo Rankine de producción de potencia.

El escocés William J.M. Rankine desarrolló el ciclo que lleva su nombre, el cual es representativo del proceso termodinámico que tiene lugar en una central térmica de vapor.

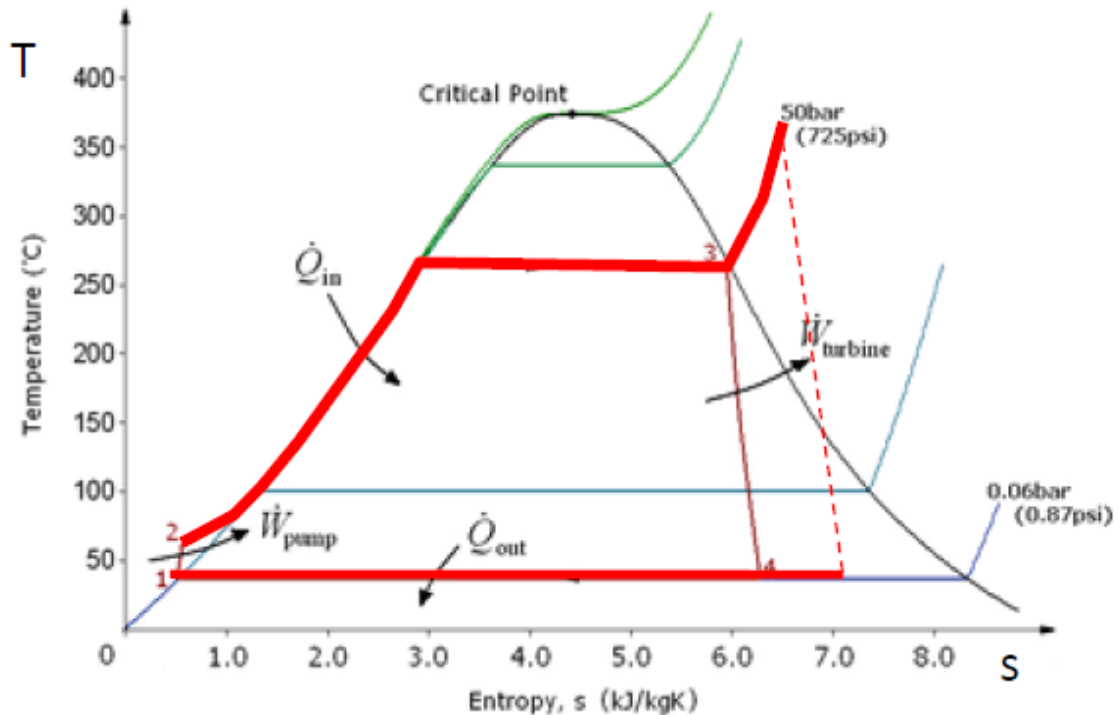


Figura 3.1. Diagrama T-s de un ciclo Rankine.

En la figura adjunta se observa el diagrama temperatura-entropía de un ciclo de potencia de vapor. Los parámetros fundamentales de este ciclo son la temperatura de vapor vivo, la presión de vapor vivo y la presión de condensación.

El orden de estos parámetros en una planta de potencia nuclear es menor que en una planta de potencia que funcione con combustible fósil. Esto es así debido a que el combustible nuclear no puede alcanzar unos niveles de temperatura demasiado elevados ya que en ese caso se vuelve inestable. Aparte, los niveles de humedad con los que funciona una planta nuclear son más altos que los convencionales, así como la longitud de los últimos escalonamientos de la turbina de vapor y otros parámetros determinantes en el diseño de la instalación.

La siguiente información adjunta que aparece en la tabla 3.3. recoge los parámetros más característicos de las plantas de potencia de la actualidad que funcionan con vapor.

	Planta fósil	Planta nuclear
Potencia	50-1100 MW	600-1200 MW
Temperatura de vapor vivo	≈540 °C	≈295 °C
Presión de vapor vivo	100-242 bar	≈70 bar
Presión de condensación	≈70 mbar	≈70 mbar
Humedad en escape de turbina	6-8 %	10-15 %
Long. Último escalonamiento	17-40 in	38-50 in
Recalentamiento	(>600 MW)	No se usa normalmente
Gasto de vapor	≈300 kg/s	≈1500 kg/s
Rendimiento térmico	≈45%	≈35%

Tabla 3.3. Parámetros característicos de una planta fósil frente a una planta nuclear.

Como se puede observar, el gasto de vapor utilizado en una planta nuclear es mucho mayor que en una planta fósil. Esto es así para compensar las deficiencias del ciclo termodinámico al trabajar con menores temperaturas y presiones:

$$W \text{ [KW]} = Mv \text{ [kg/s]} \cdot W_{esp} \text{ [KJ/kg]}$$

3.2. Reactores de primera generación.

Los reactores de primera generación son los primeros que se llevaron a cabo tras finalizar la segunda guerra mundial. Su desarrollo comenzó paralelamente al conflicto de la guerra fría ya que estos reactores nucleares, aparte de producir grandes cantidades de electricidad para el consumo humano, producían como productos de la fisión elementos susceptibles de ser utilizados para desarrollar armamento nuclear como bien puede ser el plutonio.

Debido a las enormes inversiones que suponía llevar a cabo el proyecto de una planta de producción de potencia nuclear, fueron las principales potencias del momento como se ha mencionado anteriormente las que mostraron iniciativa.

Entre la mitad de la década de los años 50 y los 60 tienen lugar las conexiones a red de las primeras plantas nucleares de la historia superando raramente los 500 MW de potencia eléctrica, en parte debido a la falta de desarrollo de materiales del momento entre otros factores.

A continuación se comentan las características de las primeras plantas nucleares del mundo que proporcionaron electricidad para satisfacción de las necesidades del ser humano.

3.2.1. Planta de Óbninsk.

Situada en la actual Rusia, la central nuclear de Óbninsk entró en funcionamiento el día 27 de junio de 1954. Muchos autores no la tienen siquiera en cuenta debido a su baja producción eléctrica, con unos 5 MW y un rendimiento térmico del 17%, pero cronológicamente es la primera planta nuclear de producción de potencia del mundo.

Era una central de diseño soviético tipo RBMK, igual que la central ucraniana de Chérbnyl. Utilizaba uranio como combustible, grafito como moderador de la reacción y agua ligera como refrigerante. Finalizó su funcionamiento en el año 2002.

3.2.2. Planta de Calder Hall.

El primer reactor de la planta nuclear británica de Calder Hall fue puesto en marcha el día 27 de agosto del año 1956, suministrando unos 49 MW eléctricos. Posteriormente, otros tres reactores formaron parte de esta planta llegando a suministrar en total casi 200 MW de electricidad.

El reactor funcionaba refrigerado por gas CO₂ (GCR, “Gas Cooled Reactor”) y utilizaba como revestimiento del combustible uránico el Magnox, una aleación de magnesio no oxidable, y grafito como refrigerante.

El ciclo de combustible de la planta usado era corto y antieconómico dando un rendimiento térmico menor que otras plantas, aunque el objetivo principal de esta planta era la producción de plutonio para fabricación de armamento nuclear y la producción de electricidad era un efecto secundario. Fue testigo directo de uno de los peores accidentes nucleares de la historia, el incendio de uno de los reactores de Windscale, en el año 1957. Este suceso está considerado el peor accidente nuclear hasta que se produjo el accidente de Chérbobyl en 1986.

Esta planta terminó su funcionamiento en el año 2003 y actualmente es un enorme complejo de reprocesamiento de combustible nuclear y no es conocida ni como Calder Hall ni como Windscale, sino como Sellafield.

3.2.3. Planta de Shippingport.

El exitoso programa nuclear americano desarrollado para los submarinos utilizando reactores de agua presurizada fue aplicado para la construcción de la primera planta nuclear de potencia en los Estados Unidos cerca de Shippingport, en el estado de Pennsylvania.

Se trataba de un reactor tipo PWR que proporcionaba cerca de 60 MW de potencia eléctrica y que comenzó su funcionamiento el 2 de diciembre de 1957, siendo inaugurada por el presidente Dwight D. Eisenhower como parte de su programa conocido como “Átomos para la paz” en el que se pretendía que la energía atómica sólo fuera utilizada con fines pacíficos.

La planta mantuvo su funcionamiento hasta el año 1982, y a día de hoy sus instalaciones ya han sido completamente limpiadas y entregadas al gobierno para ser utilizadas sin limitaciones.

3.3. Reactores de segunda generación. Comercialización de la energía nuclear.

Una vez ya comenzada la década de los años 70, los programas nucleares de los países que utilizaban este tipo de energía se centraron más en la producción eléctrica que en el desarrollo de submarinos y armas nucleares. Consecuencia de ello, el desarrollo de las investigaciones y el avance de las tecnologías hicieron que se diseñaran reactores más potentes y más seguros para satisfacer las necesidades energéticas de las personas.

Como se ha mencionado unos apartados atrás, actualmente los reactores que funcionan con “agua ligera” son los principales en la producción de energía nuclear. Pero,

como se verá en este apartado, existe toda una clasificación de reactores con diferentes características como pueden ser los CANDU de diseño canadiense, los HTGR con gas a alta temperatura, los RBMK como principal modelo soviético, etc.

3.3.1. Reactor de agua presurizada.

Este reactor es uno de los dos que conforman el grupo de reactores de agua ligera (LWR, “light water reactors”) junto con el reactor de agua en ebullición que se describe más adelante en el siguiente apartado. Es, con diferencia, el reactor nuclear más utilizado en el mundo con un porcentaje del 63%. De hecho, la planta de potencia nuclear de mayor potencia en el mundo en la actualidad es de este tipo. Situada en Charleville (Francia), los reactores Chooz B-1 y Chooz B-2 suministran unos 1500 MW de potencia eléctrica cada uno.

Este diseño divide la planta en dos circuitos bien diferenciados. El circuito primario es aquel que engloba al reactor, el presurizador, el generador de vapor, etc. y utiliza el agua como refrigerante para, posteriormente, evacuar calor en el generador de vapor. El circuito secundario engloba al vapor que absorbe este calor en el generador de vapor y posteriormente lo expande en la turbina de la planta, produciendo así electricidad. El condensador, las extracciones de la turbina, la bomba del condensado, los separadores de humedad, los secadores del vapor, etc. también forman parte de este circuito secundario. Con ello, el circuito primario y secundario de un PWR están considerados independientes al no estar en contacto en ningún momento del proceso.

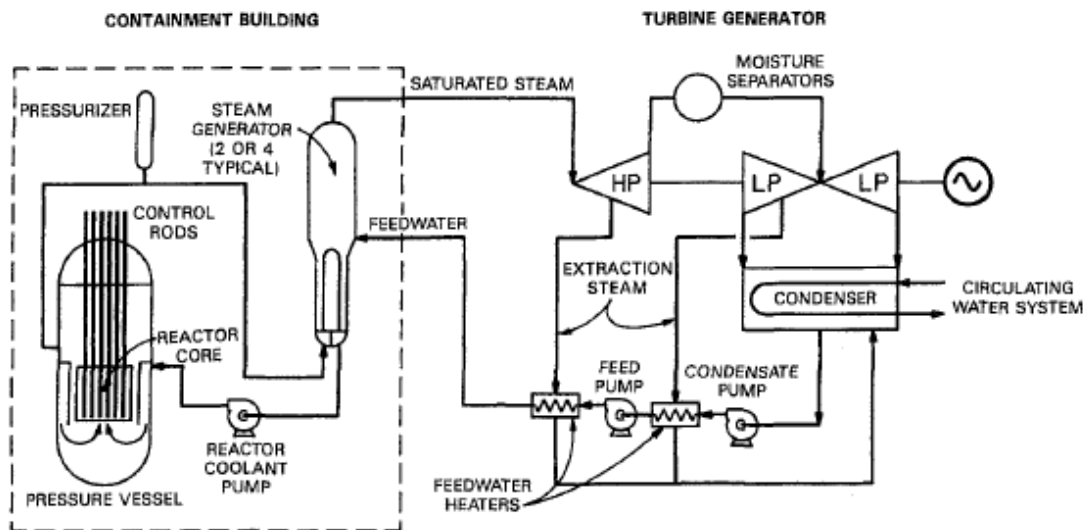


Figura 3.2. Esquema de un reactor tipo PWR.

El reactor de agua presurizada mostrado en la figura (PWR, “pressurized water reactor”) utiliza agua ligera como refrigerante y también como moderadora de la reacción. Esta agua pasa a través del núcleo a una presión cercana a 155 bar para evacuar el calor procedente de la fisión nuclear que tiene lugar en él. Se utilizan bombas de refrigerante para impulsar esta agua desde la parte baja del reactor hasta el generador de vapor, donde el intercambio entre el agua refrigerante y el vapor del circuito secundario

hace que las condiciones de vapor vivo se sitúen en unos 76 bar y 291 °C. Este vapor será expandido en la turbina de vapor y posteriormente condensado cerrando así el ciclo de potencia.

La característica fundamental de este reactor es mantener la presión del refrigerante lo suficientemente alta como para evitar que hierva en el reactor, llegando a alcanzar los 150 bar. Dicho reactor se encuentra en estas centrales dentro de la vasija de presión, y a él se encuentran acoplados dos o más sistemas de refrigeración formando un bucle en cada uno de los cuales hay un generador de vapor y una o más bombas de impulsión de refrigerante. El agua que refrigera el reactor suele contener productos radiactivos de la fisión y por ello forma parte del sistema primario de la central.

3.3.1.1. Sistema de suministro del vapor.

El corazón es el núcleo central del reactor. La fisión proporciona el calor necesario que será transferido al refrigerante que, a su vez, irá al generador de vapor para cederlo al vapor que forma parte del circuito secundario.

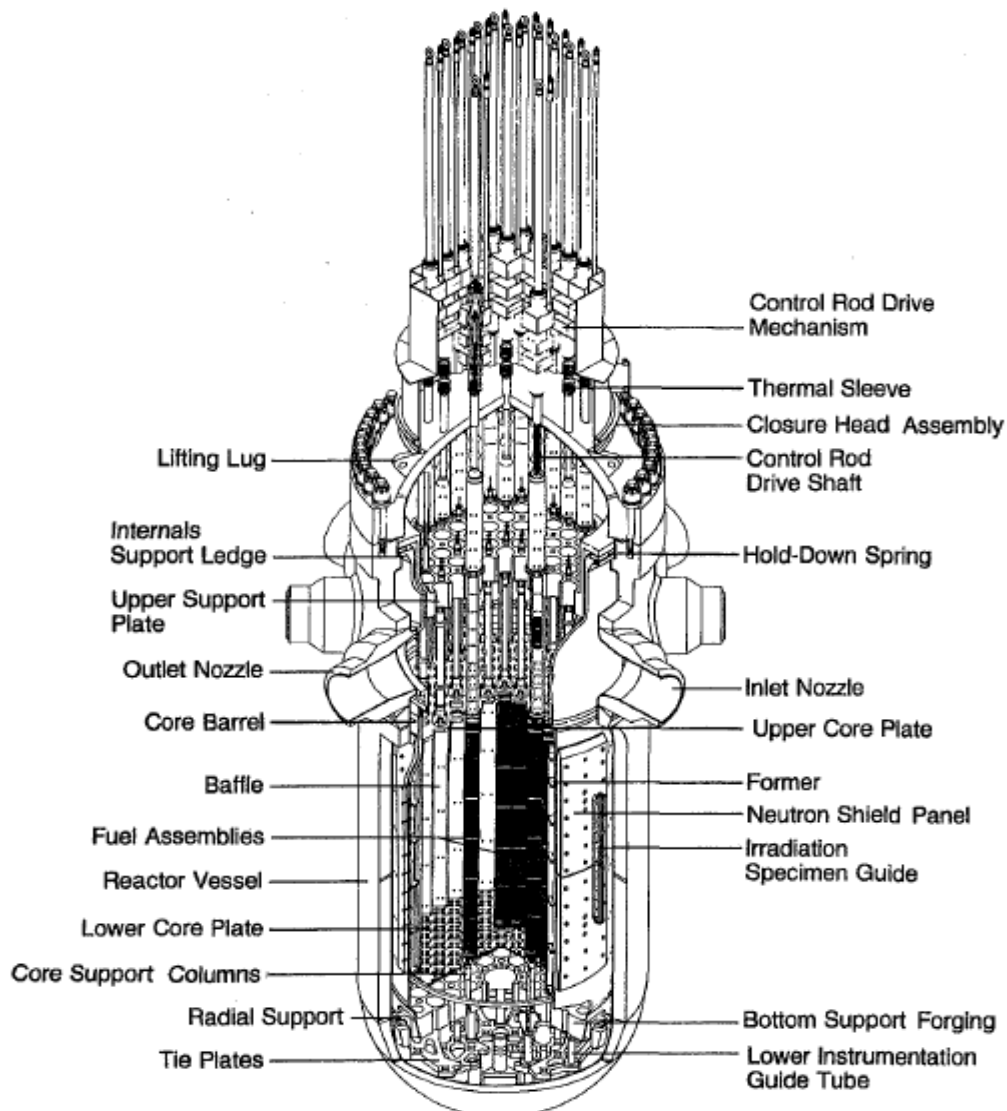


Figura 3.3. Vasija del reactor en un PWR.

La imagen muestra un depósito de presión cilíndrico con protección especial sobre los neutrones desprendidos de la reacción, una placa inferior como soporte del núcleo, el barril de contención del núcleo, el deflector, el ensamblado de combustible y las barras de control en la parte superior. Dicha parte superior incluye una placa de apoyo superior del reactor, las columnas de soporte, etc. La estructura que sirve como soporte al núcleo está construida en acero inoxidable.

El refrigerante entra al reactor a través de las boquillas de admisión, fluye por la parte baja entre el barril del núcleo y la pared del depósito a presión y se mueve por la zona inferior del núcleo y las barras de combustible para, finalmente, salir por las boquillas de escape hacia el generador de vapor donde intercambiará el calor. La placa colocada en la parte baja del núcleo sirve como apoyo al tubo que contiene al combustible y transfiere las cargas a través del barril del núcleo a las pestañas que contiene el reactor.

La estructura superior de soporte previene del alineamiento de la parte superior de los tubos que contienen al combustible así como de daños en las barras de control, además de servir como guías para que estas no se deformen e introducir las en los correspondientes huecos del mecanismo de control del reactor.

El mecanismo de protección ante neutrones consiste en paneles de acero añadidos a las zonas más bajas del cilindro del núcleo al estar más expuestas al flujo de neutrones producido durante la fisión nuclear. Así, se protege al depósito de presión de la radiación gamma y neutrónica. Los detectores de neutrones proporcionan la información necesaria al monitor de la sala de control informando en todo momento del flujo de neutrones existente en el reactor, el combustible que está siendo quemado y la potencia térmica producida. Además, existen termopares que miden la temperatura del refrigerante a través de las barras de combustible del reactor.

La vasija a presión del PWR es un contenedor cilíndrico con el fondo semiesférico y una cabecera extraíble en la parte superior (figura 3.3.). Está construido de acero bajamente aleado, usando acero inoxidable o incluso inconel en las superficies que se encuentran en contacto con el agua. Para renovar el combustible, se destapa la parte superior del depósito y se extraen las barras ya vacías de combustible siendo sustituidas por otras nuevas. Esta renovación se hace siempre con el reactor en parada.

El núcleo del reactor consiste en una serie de barras de combustible colocadas de forma cilíndrica, sujetas a la placa de apoyo de la parte baja del depósito de presión. En la figura se muestra la forma de ensamblado típico de las barras incluyendo también el sistema de barras de control en la parte superior. Cada ensamble de combustible consiste en una matriz cuadrada de barras en una estructura con forma de rejilla con un espaciado determinado entre barras. Este espaciado entre barras se hace con unos separadores de muelle situados a lo largo de varios puntos del conjunto de ensamblado. Dependiendo de la disposición de las barras de combustible en el reactor, éste dará más o menos potencia siendo mayor la producción de energía térmica cuánto más cantidad de combustible haya.

En la imagen se tiene un ensamblamiento de 17·17 barras, pudiendo llegar la potencia del reactor en este caso hasta unos 1200 MW con estas casi 300 barras.

En el caso de que el ensamblado tuviera unas 150 barras de combustible, la potencia sería de unos 700 MW eléctricos.

El sistema de las barras de control de esta figura consiste en un conjunto de barras enganchadas en la parte alta del ensamblado. Se mueven atravesando los huecos del mismo ensamblado de combustible con huecos de protección incluidos en el mismo. Este sistema de barras de control contiene sustancias absorbentes de los neutrones de la reacción como pueden ser carburo de boro o hafnio en el interior de las barras de control, recubiertos de acero inoxidable. El mecanismo de control de la reacción funciona con un sistema mecánico y electromagnético que introduce las barras de control en el interior del depósito a presión. La introducción de las barras de control en la vasija de presión, en un PWR, se suele realizar desde la parte alta viéndose favorecido el sistema por la actuación de la gravedad en caso de emergencia. Como se indicaba en el apartado 2.5.1. al definir el factor de multiplicación, la subida o bajada de las barras de control en el reactor controla los neutrones liberados durante la reacción en cadena y con ello la potencia suministrada por el reactor. El control de la reacción tiene que ver con un aumento o disminución de la potencia del reactor para satisfacer las curvas de demanda eléctrica y para regular rápidamente los transitorios a los que la planta se verá sometida durante su funcionamiento. Un método químico regulará el ácido bórico, sustancia muy absorbente de neutrones en una reacción, en la refrigeración del reactor para compensar el consumo de combustible y la acumulación de productos de la fisión.

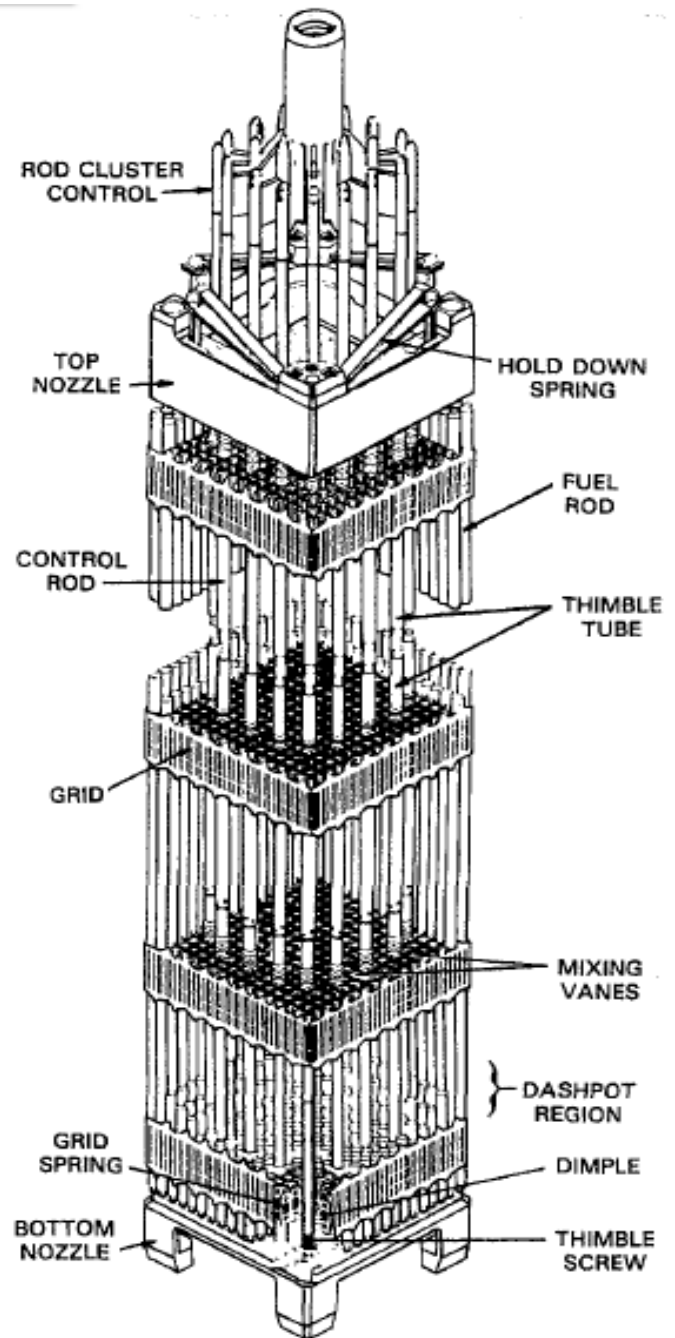


Figura 3.4. Ensamblado de barras de combustible.

3.3.1.2. Componentes del bucle en el sistema de refrigeración.

El sistema de refrigeración se basa en dos o más bucles acoplados a la vasija del reactor. Cada uno de estos bucles contiene al menos una bomba de impulsión de refrigerante y un generador de vapor. En la siguiente ilustración se observa un bucle típico de cuatro bombas y cuatro generadores de vapor pertenecientes al sistema de suministro de un reactor tipo PWR.

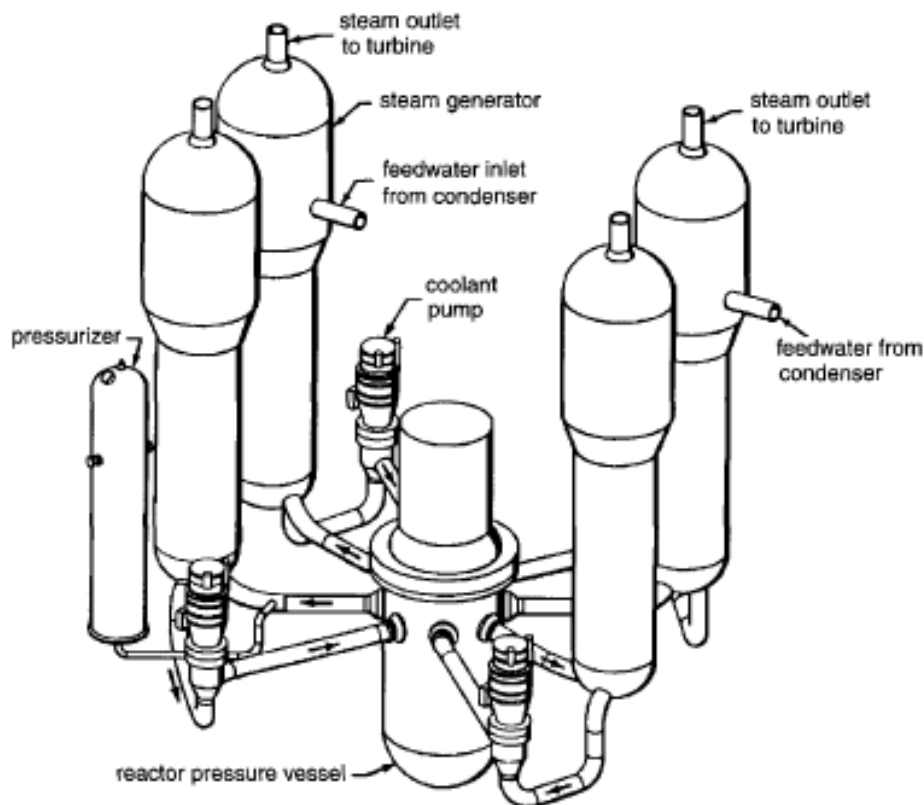


Figura 3.5. Bucle del sistema de refrigeración de un PWR.

Se observa cómo el elemento presurizador del reactor es conectado a uno de los bucles con la intención de mantener la presión del circuito primario constante. Dicho circuito es totalmente cerrado para evitar fugas del agua ligera radiactiva que circula a través del mismo.

Las bombas de impulsión de refrigerante lo mueven a través del depósito de presión en condiciones de alta presión y temperatura y también a través del núcleo del reactor, los generadores de vapor y el sistema de tuberías de refrigerante. Estas bombas suelen ser centrífugas, de un único escalonamiento y con un funcionamiento en vertical refrigeradas por aire. Mueven el agua de refrigeración a una presión mayor que la existente en el reactor para prevenir las fugas del refrigerante radiactivo, consumiendo una potencia que suele estar entre 4,5 y 7,5 MW.

El generador de vapor del PWR es un montaje típico de un intercambiador de calor con tubos en forma de U. El refrigerante, tras su paso por el núcleo, entra a gran temperatura en el generador de vapor e intercambia con el vapor del circuito secundario.

El agua de alimentación del circuito secundario entra y conforme sube por los tubos del generador se va convirtiendo en vapor. Posteriormente, el vapor atraviesa unos separadores de humedad y unos secadores manteniendo a la entrada de la turbina un 99,75% de vapor para minimizar los daños por impacto en sus álabes. En la siguiente figura se observa la geometría de un generador de vapor de un PWR.

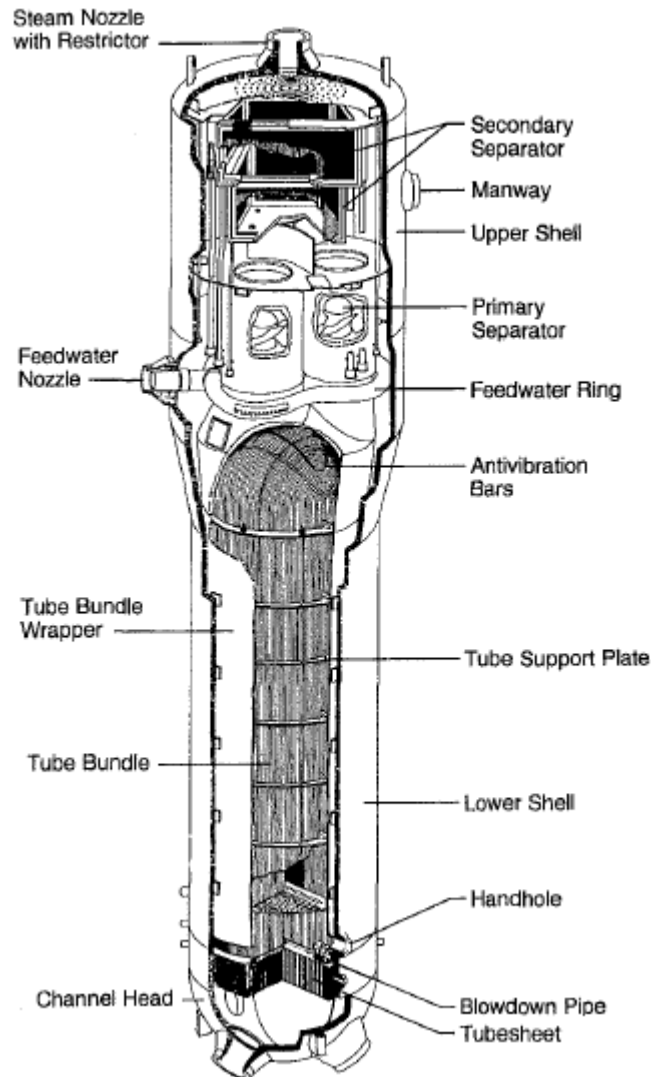


Figura 3.6. Generador de vapor de un PWR.

La estructura de los generadores de vapor de los reactores de agua presurizada suelen estar hechos de materiales como iniconel, con su carcasa y otras partes presurizadas del reactor fabricadas en acero débilmente aleado. Por último, las partes que se encuentran expuestas al refrigerante están revestidas de acero inoxidable o incluso de iniconel de nuevo.

El último elemento fundamental a definir en este tipo de reactores nucleares es el que propiamente lo define, el presurizador. Es imprescindible ya que las subidas o bajadas de la demanda eléctrica provocan fluctuaciones en la presión del reactor, y es este elemento el que se encarga de regular estos transitorios manteniendo la presión constante en todo el sistema de refrigeración durante el funcionamiento de la central.

En la figura adjunta se puede observar el esquema de un presurizador. Contiene una boquilla de spray en la parte superior y un sistema calentador en la inferior. También tiene unas válvulas no mostradas en la figura cuya función es ventear vapor a un tanque auxiliar para regular la presión. Un incremento de la presión por encima de lo establecido hace que el spray de las boquillas se presurice sobre el refrigerante para disminuir de esta manera su presión. De igual manera, si la presión o la temperatura en el reactor son demasiado bajas durante el funcionamiento los hervidores aumentan dichos parámetros hasta los valores deseados. Las válvulas de venteo anteriormente mencionadas ventean hacia un depósito que contiene agua fría para condensar el vapor. Estos elementos presurizadores están contruidos en acero de baja aleación con un revestimiento interior de acero inoxidable.

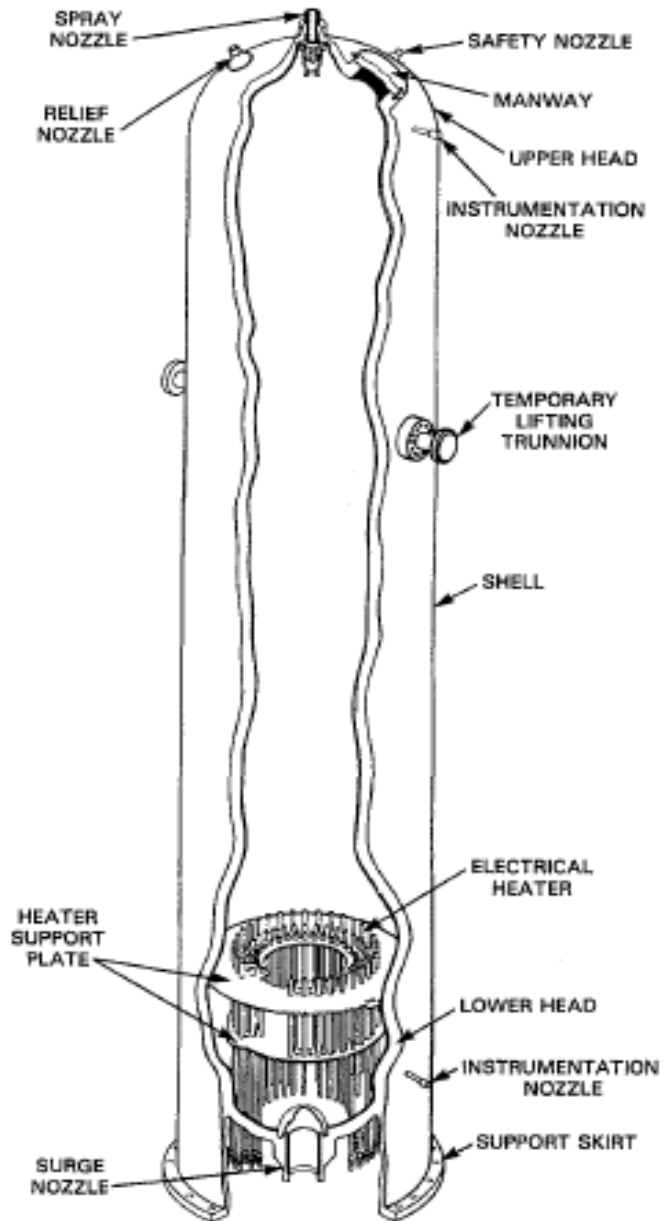


Figura 3.7. Presurizador de un PWR.

3.3.1.3. Sistemas auxiliares.

Existen numerosos sistemas para el correcto funcionamiento del reactor como por ejemplo los sistemas de purificación del agua refrigerante, los sistemas de adición y extracción de boro, los sistemas de extracción de productos de la fisión, los sistemas de emergencia activados en caso de ruptura de la refrigeración inmediata, etc. Todos ellos tienen una función específica que es fundamental en el desarrollo de la producción de la

central, pero entran en su definición sería demasiado específico por lo que simplemente aquí se nombran los más importantes.

3.3.1.4. Edificio de contención.

El edificio de contención es la estructura que envuelve al depósito de presión y al sistema de refrigeración. Está considerado un elemento pasivo de seguridad de la central nuclear, y resulta fundamental para evitar las fugas radiactivas al ambiente en caso de que las haya.

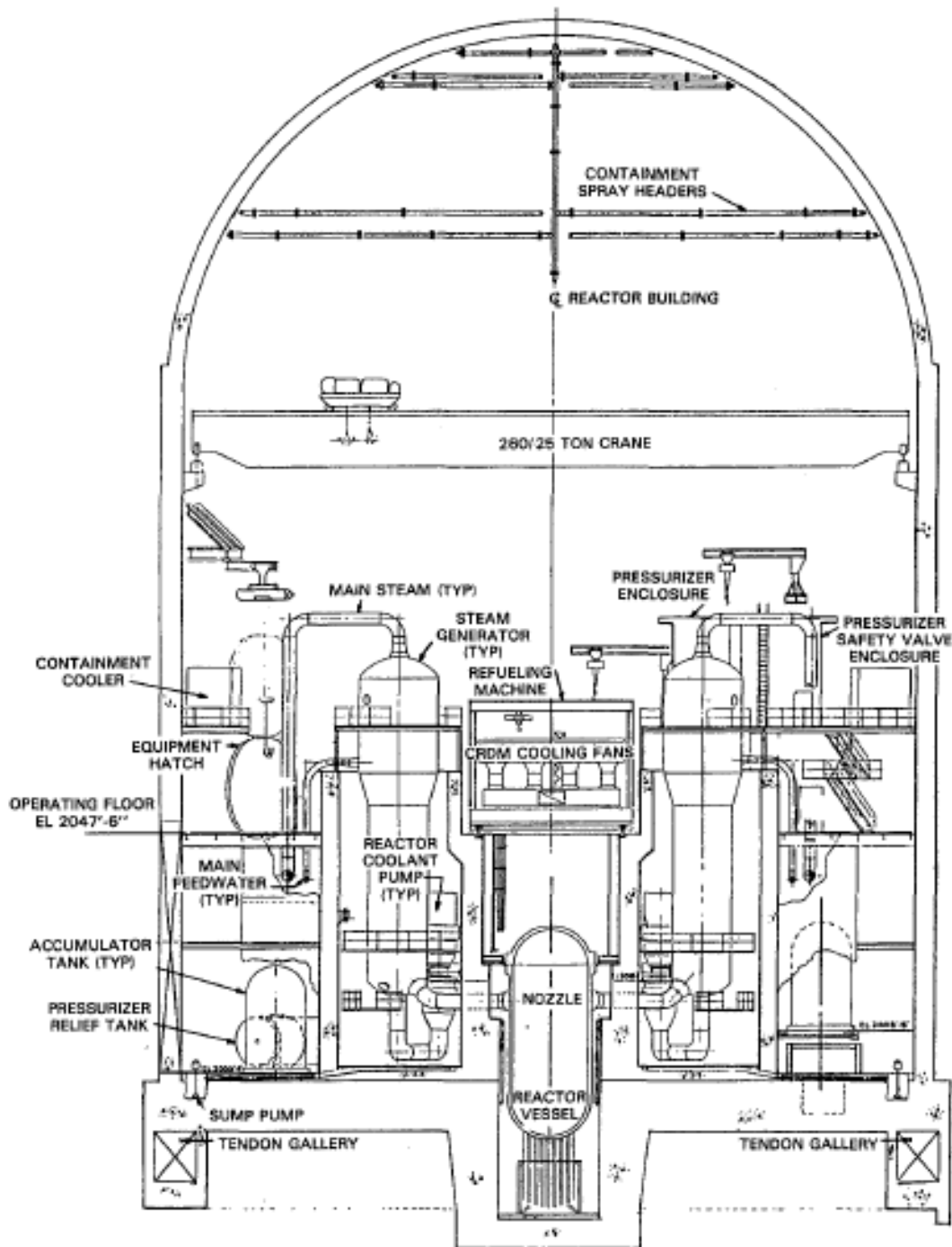


Figura 3.8. Edificio de contención de un reactor de agua presurizada.

Está preparado para soportar altas cargas de presión durante la vida del reactor, así como pérdidas de refrigerante y fallos en los sistemas de inyección que puedan emitir productos de la fisión nuclear hacia la atmósfera. La estructura de contención más común está hecha de hormigón pretensado con una placa de revestimiento interior de acero que evita las fugas de los productos de la fisión en caso de fallo en el reactor. Es una estructura normalmente cilíndrica, que mantiene el hormigón pretensado que la forma en un estado de compresión sobre sí mismo.

3.3.1.5. Sistema de conversión de potencia.

La conversión de potencia se lleva a cabo utilizando vapor que será expandido en una turbina aguas abajo del reactor. Ya se ha mencionado antes que la diferencia principal con una central de combustible fósil está en las condiciones de entrada del vapor a la turbina, que en este reactor se encuentra en una presión del orden de 70 bar.

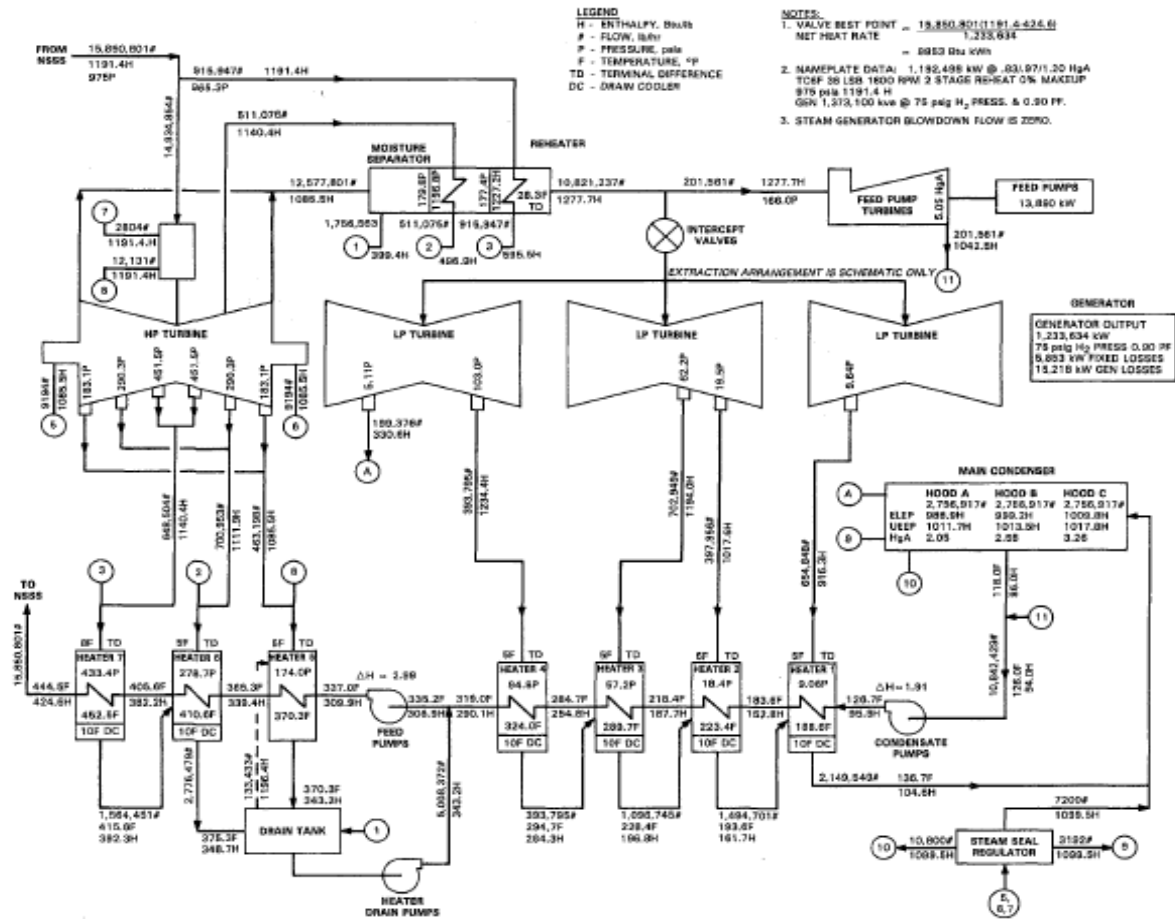


Figura 3.9. Esquema de una instalación del tipo PWR.

La turbina suele usar un cuerpo de alta y dos o más cuerpos de baja presión. Antes de entrar a la parte de alta el vapor atraviesa unos separadores de humedad y unos equipos secadores del vapor. Puede que haya un recalentador para asegurar que se evita la entrada de agua en la turbina ya que el impacto de una gota de agua en estas condiciones

puede dañar gravemente los álabes. En plantas nucleares este efecto se acentúa al tener unas condiciones de humedad mayores ya comentadas al comienzo de este punto.

El conjunto de la turbina suele funcionar en tándem-compound, esto es, el generador y la turbina se encuentran en el mismo eje. En la anterior imagen se ve un esquema típico de los elementos de una central nuclear existentes aparte del propio reactor y, como se puede ver, el diseño de una instalación de este tipo resulta muy complejo. La imagen mostrada data de la década de los 90, siendo la planta nuclear de unos 1190 MW eléctricos.

3.3.2. Reactor de agua en ebullición.

El reactor nuclear del tipo BWR (“boiling water reactor”) es el otro miembro de la familia de los reactores de agua ligera. Aunque su comercialización sea menor que la de los reactores de agua presurizada, es el segundo reactor nuclear con mayor participación en el mundo.

En comparación con el reactor PWR, el de agua en ebullición muestra una mayor eficiencia (alcanza temperaturas más altas) y su diseño es más simple ya que elementos como el generador de vapor o el presurizador no se dan en este reactor. También trabajan a menor presión y esto es una ventaja en el diseño de los sistemas de conductos de la instalación. Pero, generalmente, resultan más grandes y con ello más caros que los que funcionan con agua presurizada ya que el fluido a tratar es radiactivo y los elementos que componen la instalación deben estar reforzados para evitar ser dañados.

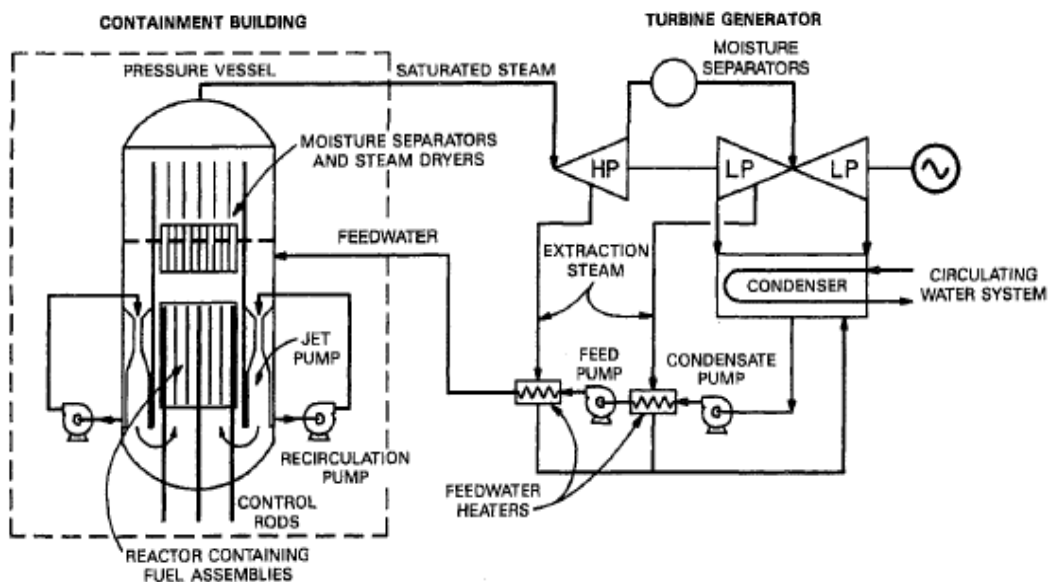


Figura 3.10. Esquema de un reactor BWR.

Mientras que en el reactor tipo PWR se daba un circuito primario y un circuito secundario, en el reactor de agua en ebullición sólo se da un circuito de movimiento del vapor. La imagen 3.10. muestra que el mismo vapor que cambia de estado al atravesar el núcleo es posteriormente expandido en la turbina.

3.3.2.1. Sistema de suministro del vapor.

El vapor generado por un reactor BWR es producido en condiciones de saturación a una presión menor que el producido en un reactor de agua presurizada, trabajando en este caso a unos 70 bar en el interior del núcleo. El sistema de suministro del vapor al reactor consiste en un núcleo contenido en la vasija del reactor con unos sistemas auxiliares necesarios para el funcionamiento normal, en parada y emergencia en caso de que esta exista.

En la siguiente figura se muestra la vasija del reactor de agua en ebullición, que es la parte principal del sistema que suministra el vapor.

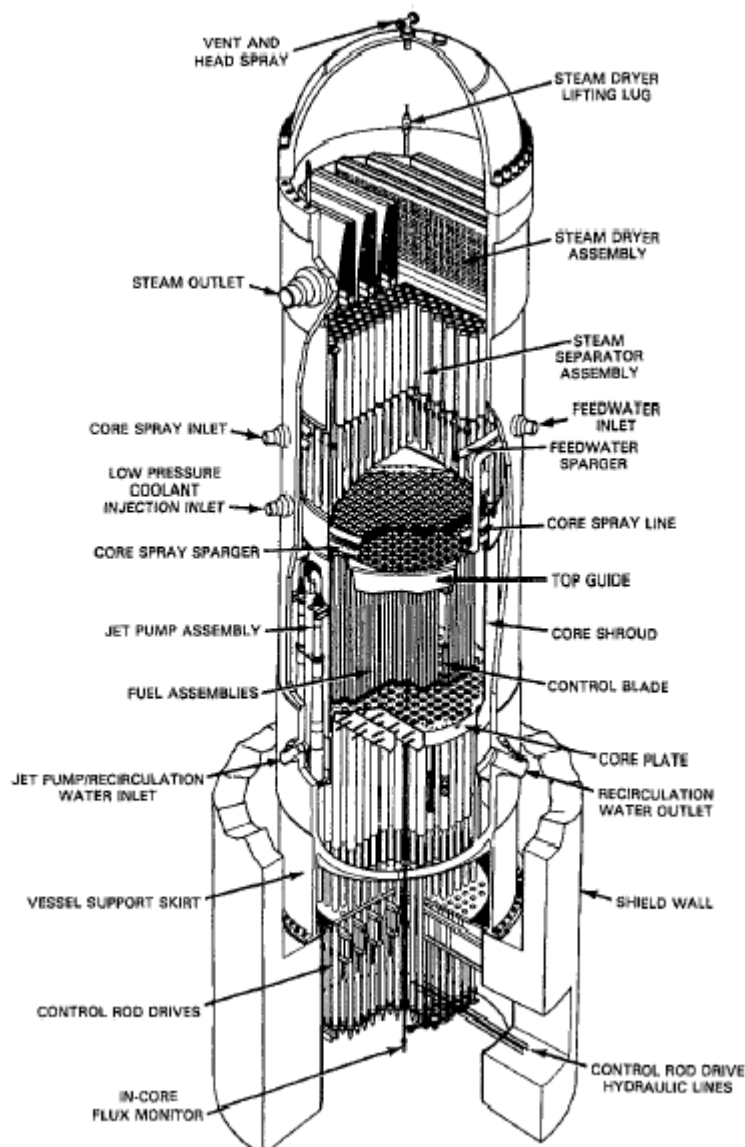


Figura 3.11. Vasija del reactor de agua en ebullición.

Consiste en un gran cilindro con su parte superior extraíble que contiene el núcleo del reactor, las guías de ensamblado del combustible, la placa donde se fija el núcleo, el separador de humedad, los secadores de vapor y las bombas de inyección. También

incluye las barras del sistema de control de la reacción. Está construido en acero bajamente aleado con un revestimiento de acero inoxidable en su interior.

El agua de alimentación al reactor entra con unas válvulas de entrada y se distribuye en un anillo entre la envoltura de acero inoxidable y el muro de la vasija. Esta agua se mezcla con el agua de recirculación y sube desde la parte baja del reactor, fluyendo a través del núcleo convirtiéndose en vapor a su paso. La mezcla entre líquido y vapor pasa por los separadores de humedad y los secadores de vapor, que consisten en matrices de tubos verticales que realizan la separación mediante movimientos de centrifugación. El agua que ha sido separada vuelve a través del sistema de recirculación a la parte baja del núcleo para volver a ser impulsada hacia arriba.

El núcleo del reactor consiste en un gran número de conjuntos ensamblados con barras de combustible y barras de control que se van a mover por los huecos de dicho ensamblado. Una forma de ensamblado de un BWR típica es la mostrada en la figura siguiente, donde se ve una matriz de barras revestidas en circonio que contienen al combustible y están sujetas por la parte superior e inferior.

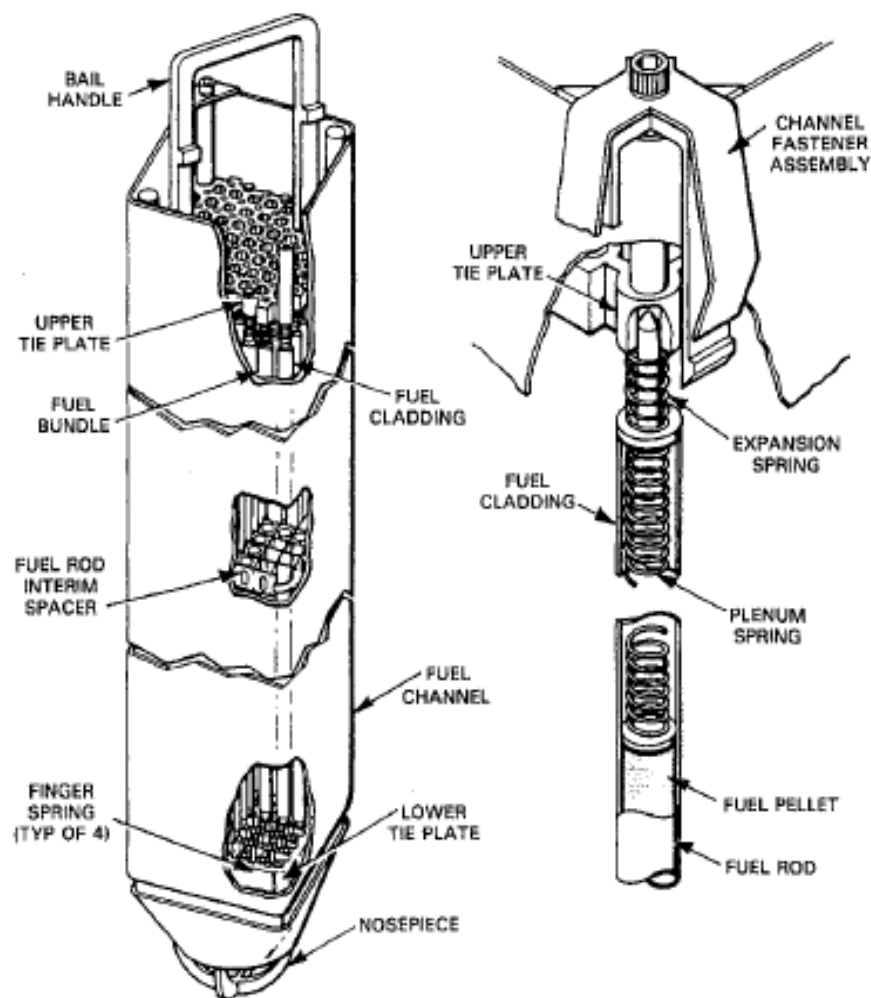


Figura 3.12. Ensamblado de combustible de un reactor BWR.

Estas barras contienen al combustible en forma de pellets espaciados con una distribución determinada para el correcto funcionamiento del reactor, siendo más largas en el caso de BWR que en el PWR. La geometría de las barras se establece así para que éstas soporten las cargas existentes durante la operación del reactor. También, en la parte superior, existe una lámina que hace de mango para la extracción de las barras cuando sea necesario.

Las barras de control entran desde la zona baja del reactor, contrariamente a un modelo de agua presurizada. Esto es así porque en la zona superior del reactor el agua se encuentra como vapor y de esta manera el sistema de control no se encuentra en contacto con el moderador de la reacción.

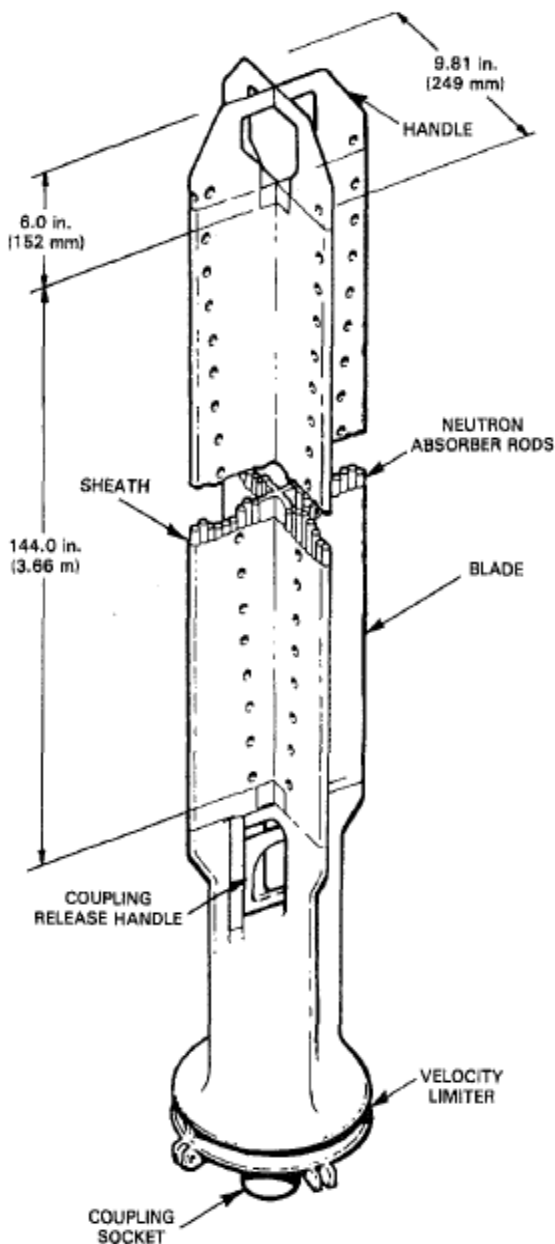


Figura 3.13. Barra de control de un BWR.

Estas barras de control tienen forma de cruz en estos reactores. Contienen una serie de tubos de acero inoxidable dentro de una cubierta de acero, y cada sección contiene un cuarto de las barras de combustible totales. El sistema de control contiene carburo de boro, que es una sustancia absorbente de los neutrones de la reacción nuclear. Estas barras se mueven mediante un sistema de guías a través de las barras de combustible, controlando la potencia térmica del reactor mediante sus subidas o bajadas en el funcionamiento. Las guías funcionan con un accionamiento hidráulico instalado dentro del reactor pero fuera del depósito de contención para tener un mejor mantenimiento del mismo.

Cada unidad de control dispone de un acumulador, un tanque de nitrógeno, válvulas para su operación y tuberías de conexión. El fluido hidráulico, que es agua desmineralizada, es suministrado a este sistema mediante una o dos bombas que trabajan a una presión mayor que la existente en el reactor para que en caso de emergencia las barras sean introducidas rápidamente. Al ser la presión mayor se utiliza también para evitar fugas de un agua radiactiva.

Finalmente, en la siguiente tabla se muestran las características geométricas de las varillas de control del reactor, las dimensiones del núcleo y de la vasija de presión.

Fuel assembly (8 × 8 arrangement)	
Fuel rod outside diameter	0.483 in. (1.23 cm)
Fuel rod clad thickness	0.032 in. (0.88 cm)
Fuel pellet outside diameter	0.410 in. (1.04 cm)
Number of fuel Rods	62
Channel inside diameter	5.215 in. (13.25 cm)
Active fuel length	12.5 ft (3.8 m)
Reactor core	
Active core height	12.5 ft (3.8 m)
Equivalent core diameter	14.1 ft (4.3 m)
Number of fuel assemblies	624
Uranium core weight	142.6 tons (129.6 tonnes)
Number of control rods	145
Total heat output	2,894 MWt
Pressure vessel	
Inside height	69.34 ft (21.1 m)
Inside diameter	18.17 ft (5.54 m)
Minimum thickness	5.4 in. (13.7 cm)
Reactor coolant	
Core coolant flow rate	84,5 × 10 ⁶ lb/h (10,669 kg/s)
Feedwater flow rate	12,4 × 10 ⁶ lb/h (1,566 kg/s)
Steam flow rate	12,4 × 10 ⁶ lb/h (1,566 kg/s)
System pressure, steam dome	1,040 psia (7.2 MPa)
Core coolant inlet temperature	533°F (278°C)

Tabla 3.4. Parámetros geométricos del interior de un BWR.

3.3.2.2. Sistema de recirculación.

El agua que atraviesa el núcleo y no es vaporizada se recircula y vuelve a entrar por la parte baja del reactor con el agua de alimentación utilizando un sistema de recirculación que trabaja con un gran número de bombas.

Un flujo de recirculación forzada es el método empleado para ajustar la potencia de este tipo de reactores sin tener que utilizar las barras de control, pudiendo así variar la potencia del reactor hasta en un 40%. Este sistema consiste en dos bucles externos acoplados a la vasija de presión del reactor. Cada uno de estos bucles contiene una bomba que inyecta un flujo de manera constante, un motor eléctrico, una válvula de control de flujo y dos válvulas de corte.

Las bombas de recirculación remueven aproximadamente un tercio del refrigerante desde el depósito a presión y su región anular a través de las boquillas de salida del agua recirculada, moviendo el refrigerante a una presión mayor que la del reactor hacia un colector que distribuye el fluido refrigerante a las bombas de inyección a través de las boquillas de entrada.

Este flujo de refrigerante es descargado a través de las válvulas de las bombas de impulsión, que previenen así la adicional succión e inducen el agua de recirculación restante hacia la bomba de inyección. Mediante este sistema se ajustan los niveles de potencia reduciendo o aumentando el agua que atraviesa el núcleo.

Para aumentar los niveles de potencia en el reactor, el flujo de la válvula de control incrementa el flujo que se recircula a través del núcleo reduciendo la fracción anular. Al reducir la fracción anular se añade moderadamente más fuerza incrementando la cantidad de neutrones que provocan una mayor potencia térmica en el reactor.

En la imagen adjunta se puede ver un esquema del funcionamiento de un sistema de recirculación típico de un reactor de agua en ebullición.

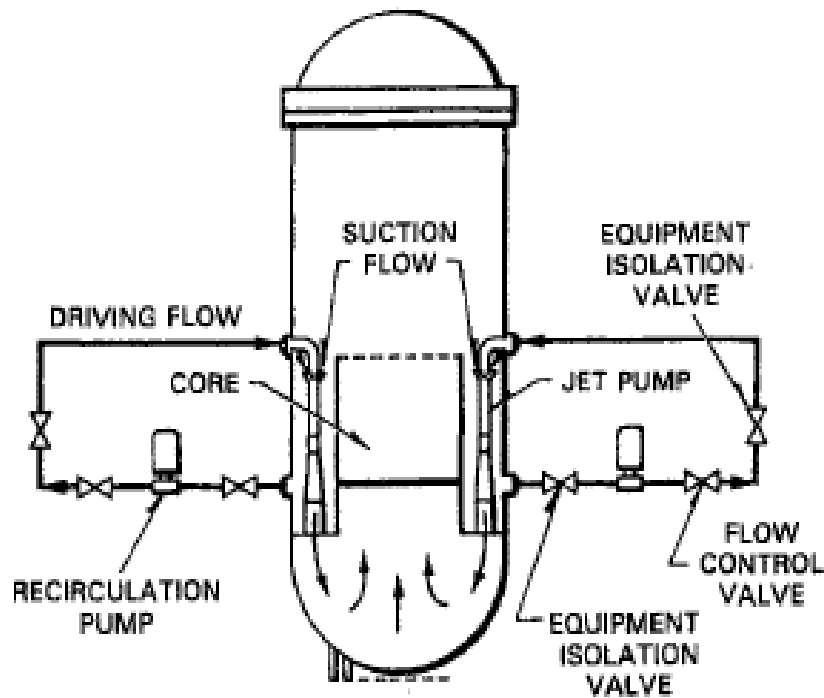


Figura 3.14. Sistema de recirculación de un BWR.

3.3.2.3. Sistemas auxiliares.

Este tipo de reactor requiere una gran cantidad de equipos auxiliares. Entre ellos son de destacar el sistema de limpieza de agua del reactor, el sistema de extracción de calor, el bucle cerrado del sistema de refrigeración, los sistemas auxiliares de seguridad o el sistema de servicio de agua.

A pesar de no contar con un generador de vapor y un presurizador como los reactores del tipo PWR, estos reactores también son complejos a pesar de serlo en menor medida. Las características principales de los sistemas auxiliares del reactor son un tema muy específico y al igual que en el estudio de los reactores de agua presurizada estos elementos simplemente quedan nombrados en este documento.

3.3.2.4. Edificio de contención.

Se encarga de evitar emisiones de posibles productos de la fisión a la atmósfera protegiendo de su radioactividad en caso de fallo de los sistemas auxiliares. En la figura adjunta se muestra un esquema típico de un edificio de contención para un reactor de agua en ebullición.

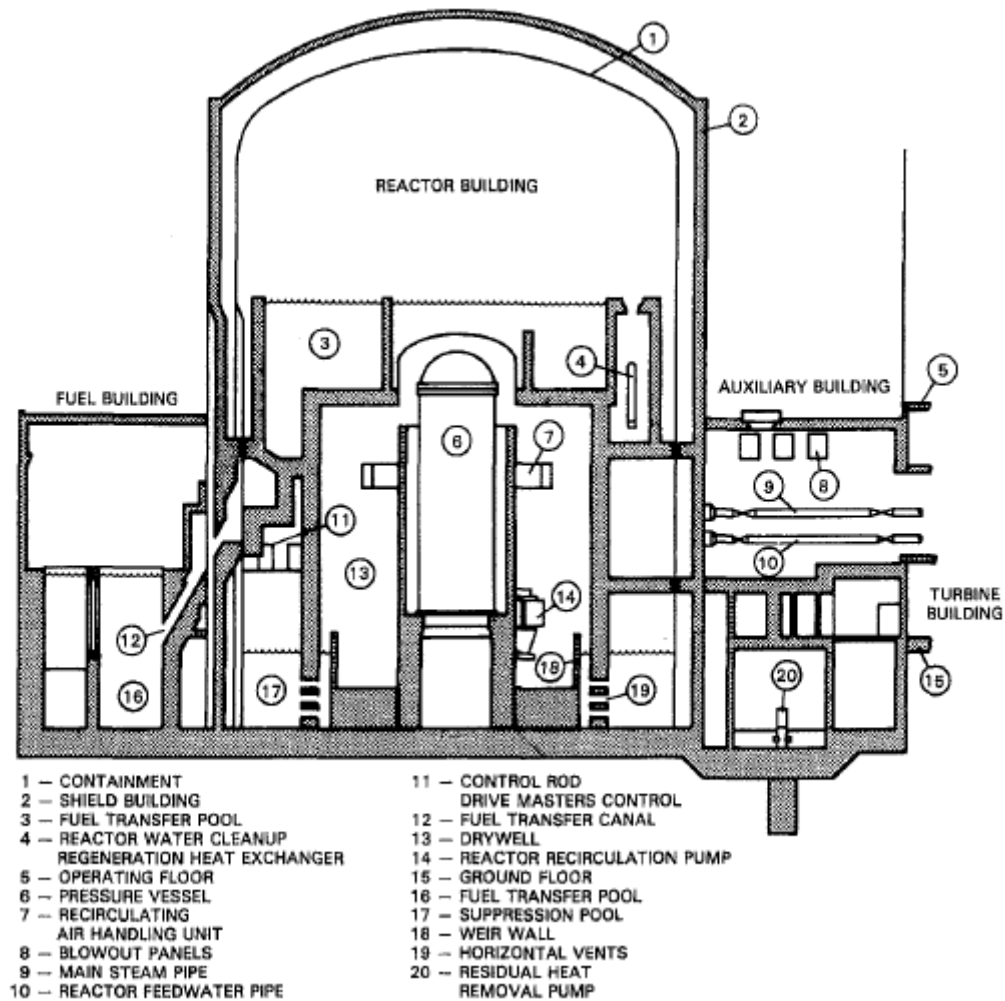


Figura 3.15. Edificio de contención de un reactor de agua en ebullición.

La estructura está construida en hormigón reforzado con una forma cilíndrica que contiene la vasija de presión del reactor y el sistema de recirculación de la central. Esta estructura sirve de soporte a los edificios que albergan las piscinas de la planta, utilizadas para operaciones de reutilización de combustible o almacenamiento de residuos. La función de esta estructura de hormigón es proteger ante presiones transitorias en el vapor consecuencia de pérdidas de refrigerante y, en caso de que existan fugas, trasladar ese vapor hacia una serie de conductos horizontales colocados en la parte baja de la estructura.

El edificio de contención contiene toda esta estructura y sirve como barrera contra posibles fugas de los productos de la fisión nuclear. Como se puede ver en la figura, es una estructura vertical y cilíndrica con forma elíptica en la parte superior y una lámina de acero en la parte inferior. Este acero se encuentra situado en la parte más baja del edificio de contención entre la estructura de contención y la estructura exterior. Las piscinas de la planta cubren los conductos horizontales de la estructura interior, manteniendo así un sellado entre el edificio de contención y la estructura interna. En caso de pérdida de refrigerante en la estructura interior, el vapor a alta presión desvía el agua de los conductos y lo mueve a la piscina donde el vapor será condensado. Las válvulas de

asistencia de seguridad nuclear colocadas en las líneas principales del vapor mueven también el vapor a las piscinas en caso de fallo.

El edificio de contención es un elemento pasivo de seguridad de la central nuclear. En caso de una fuga de gases radiactivos, estos gases quedarían atrapados aquí ya que su dimensionado se hace suponiendo que se evapora todo el agua de la planta. El sistema incluye un método de tratamiento de gas haciéndolo pasar por filtros HEPA o ULPA de máxima calidad de retención de partículas evitando que estas sean liberadas al ambiente.

3.3.2.5. Sistema de conversión de potencia.

Como en cualquier ciclo Rankine, la turbina expande el vapor produciendo la electricidad en el alternador de la central cerrando el ciclo con la utilización de un condensador. El agua de alimentación al reactor, por su parte, es precalentada con un tren de intercambiadores terminando el balance global de la planta de producción de potencia de manera muy parecida a las plantas de agua presurizada.

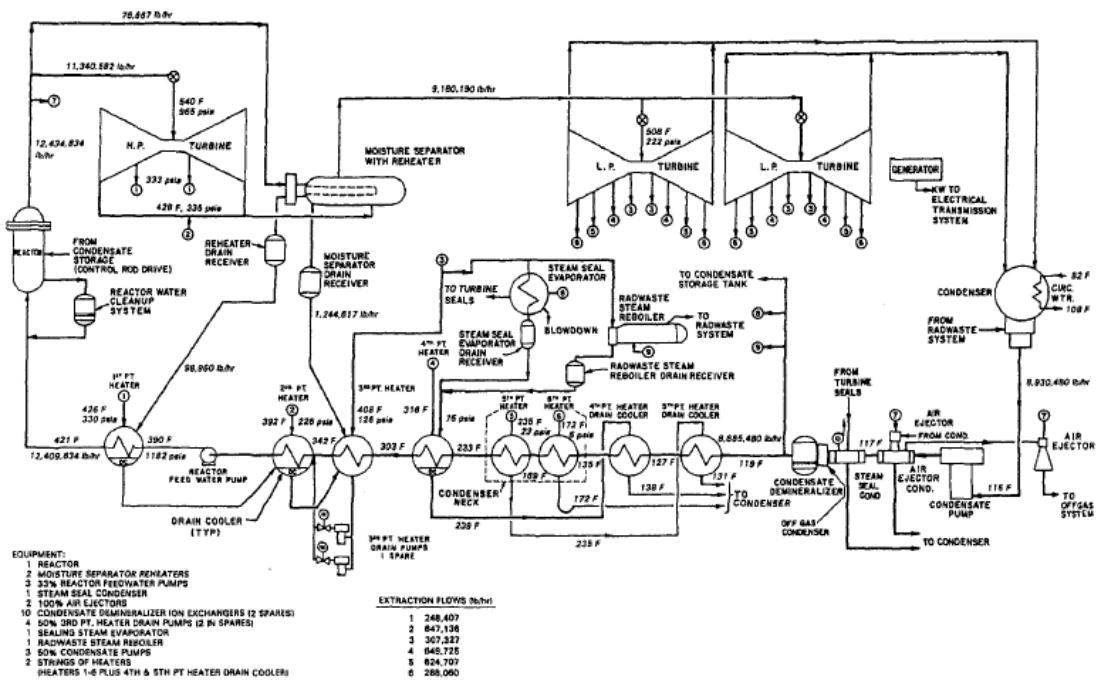


Figura 3.16. Esquema de una instalación del tipo BWR.

En el caso de estas centrales, el vapor es radiactivo y puede contener elementos que sean productos de la fisión como por ejemplo el Xe_{133} , el I_{131} , el N_{16} o el Co_{60} . Al tener que reforzar los equipos contra estos elementos, la instalación adquiere un precio mayor como se ha mencionado anteriormente.

En este caso particular, las condiciones de vapor vivo están en 67 bar y unos 287°C. La turbina trabaja en tándem-compound con 43 pulgadas en el último escalonamiento del cuerpo de baja presión y funciona con unos 1400 kg/s de vapor. Se utilizan extracciones para el precalentamiento del agua de alimentación y hay un doble

flujo en el cuerpo de baja presión. Este esquema corresponde a una central nuclear con una potencia de aproximadamente 900 MW.

3.3.2.6. Comparación termodinámica del PWR y el BWR.

Como se ha mencionado varios apartados atrás, el reactor de agua presurizada está bastante más extendido que el reactor de agua en ebullición sobre todo por motivos económicos y de seguridad aunque el BWR sea más eficiente y más simple en el diseño. Hay que tener presente que el BWR utiliza el vapor radiactivo por toda su instalación por lo que el diseño debe ser muy preciso en cuanto a posibles fugas críticas en el sistema.

De manera contraria, los elementos de la vasija de presión del reactor de agua en ebullición se encuentran trabajando a presiones menores.

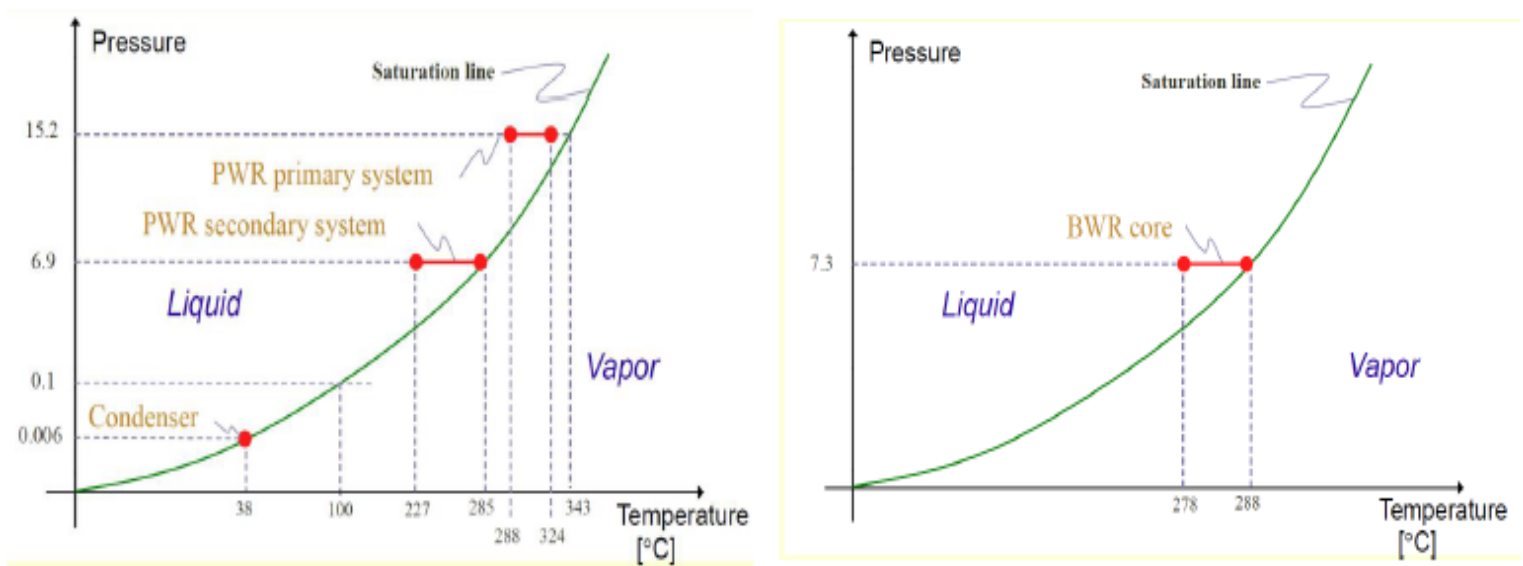


Figura 3.17. Comparación termodinámica del PWR y el BWR.

En la figura anterior se puede observar a la izquierda un diagrama presión-temperatura de un PWR y a la derecha el de un BWR.

Como se puede ver, la presión alcanzada en un diseño de reactor de agua presurizada alcanza el orden de los 150 bar mientras que el reactor de agua en ebullición no suele superar los 75 bar. Esto es así porque, como ya se ha dicho, en la vasija del reactor el agua ligera se mantiene en estado líquido en los reactores PWR y en estado de vapor en los reactores de BWR.

En la vasija de presión de un PWR se observa cómo la presión del circuito primario es superior al doble que la presión en el circuito secundario mientras que en un BWR la presión se mantiene prácticamente constante hasta la entrada del vapor en la turbina.

3.3.3. Reactor de agua pesada.

Como se ha dicho antes, los dos reactores definidos anteriormente son reactores de agua ligera (LWR). Esto es así porque trabajan con agua ligera como moderador y como refrigerante.

Los reactores de agua pesada se llaman así porque de igual manera utilizan este fluido como moderador y como refrigerante durante el funcionamiento de la central, siendo el agua pesada aquella que en lugar de hidrógeno simple en el núcleo tiene su isótopo de deuterio (D_2O). Son plantas denominadas HWR (“heavy water reactor”) o CANDU (“Canadian Deuterium Uranium”) cuyo diseño está asociado a Canadá.

Este diseño es también un reactor que funciona con el agua presurizada, por lo que en su esquema se observan los mismos elementos que están presentes en un reactor de agua ligera tipo PWR como pueden ser el presurizador o el generador de vapor.

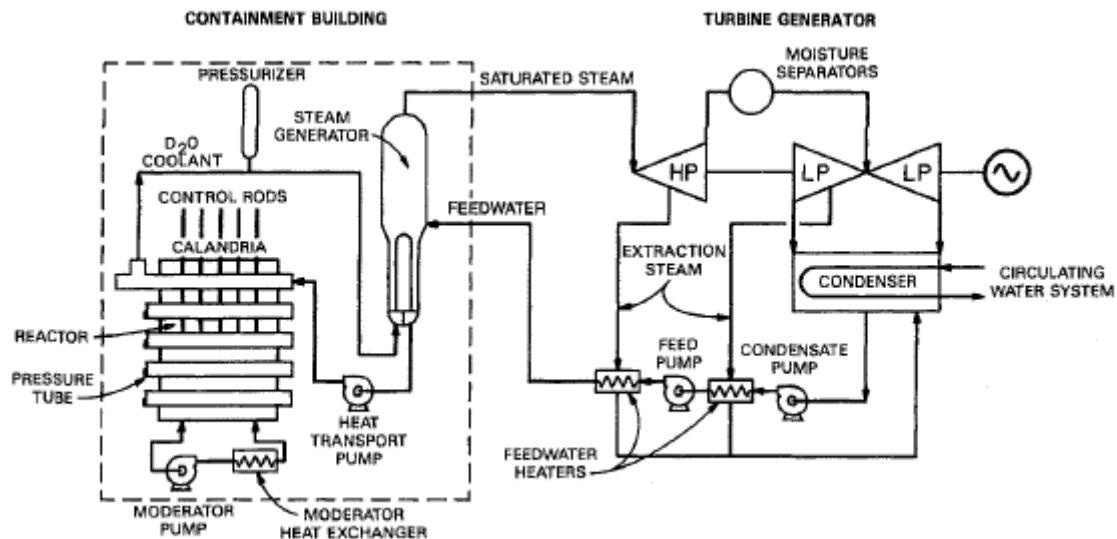


Figura 3.18. Esquema de un reactor CANDU.

3.3.3.1. Funcionamiento del reactor.

El procedimiento es el mismo que en los reactores de agua ligera presurizada. La diferencia fundamental está en el combustible y el moderador utilizados.

A pesar de que el agua pesada es un pobre absorbente de los neutrones de la reacción, tiene su uso en estas instalaciones debido a que el combustible utilizado es uranio natural no enriquecido. El hecho de que este reactor fuera desarrollado en un país como Canadá por la AECL (Atomic Energy of Canada Limited) es debido a que junto con Australia posee las reservas de uranio natural más ricas del mundo. Por lo tanto no se lleva a cabo el proceso de enriquecimiento del uranio, que resulta muy costoso.

El hecho de utilizar agua pesada como moderador y refrigerante de la reacción no ofrece sólo ventajas, ya que el proceso de separación del agua pesada sobre el agua ligera resulta también muy complejo y costoso aunque menos que el enriquecimiento del combustible. Aparte, al usar el agua pesada en el interior del reactor hay que tener en

cuenta a la hora de hacer los cálculos de la fisión el proceso de liberación de neutrones característica del deuterio que tiene lugar cuando esta sustancia absorbe rayos gamma.

Una ventaja importante de este tipo de reactores es que el combustible utilizado para la fisión puede ser sustituido durante el funcionamiento de la planta. Eso sí, la sustitución debe ser hecha de manera robótica ya que ninguna persona puede estar expuesta a las radiaciones tan grandes que tienen lugar durante el funcionamiento de un reactor nuclear.

Como se ve en la imagen 3.18., la vasija del reactor de este tipo de instalación se llama “Calandria”. Este tipo de depósito de presión tiene como objetivo separar el agua pesada utilizada como refrigerante de la utilizada como moderadora de neutrones de la reacción. Consiste en un gran número de tubos horizontales de presión construidos en una aleación de circonio llamada “circalloy” sumergidos en agua pesada. Cada uno de estos tubos contiene en un diseño HWR típico 12 ensamblados de combustible nuclear natural de dióxido de uranio, y cada ensamblado contiene entre 28 y 37 barras de circonio con los elementos del combustible. En la siguiente imagen se puede ver cómo se disponen las barras de combustible sobre el reactor, mostrando la distribución de los pellets de combustible en el interior de dichas barras.

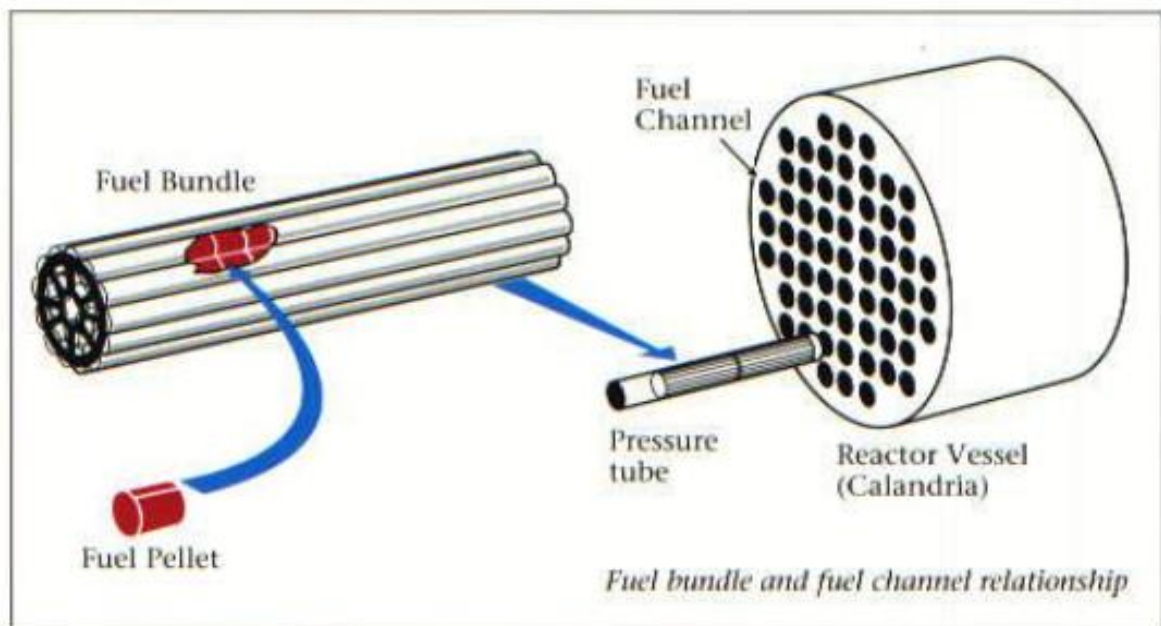


Figura 3.19. Ensamblado de combustible de un reactor CANDU.

En lugar de utilizar una sola vasija de presión, cada barra ensamblada de combustible (en la imagen se puede ver “fuel bundle”) está rodeada por un tubo a presión que a su vez está en una estructura a baja presión (calandria). Este desarrollo tecnológico es la principal característica de los reactores de agua pesada.

El agua pesada es bombeada atravesando estos ensamblados que se encuentran en el interior de estos tubos de presión, y desde ahí es mandada a varios generadores de

vapor de la misma manera que en un PWR. El presurizador tiene la función de que el agua no hierva al atravesar estos tubos y por eso mantiene una presión en el orden de los 90 bar. Tras su paso por los generadores de vapor, el agua pesada de refrigeración vuelve a la parte baja del reactor.

Las barras de control de este diseño consisten en barras de material absorbente de neutrones dispuesto de manera vertical sobre la vasija del reactor, moviéndose mediante un mecanismo de control con guías a través de las barras de combustible controlado así el proceso de fisión nuclear.

El edificio de contención de estas instalaciones es del mismo tipo que los reactores que funcionan con agua presurizada, ya que está fabricado en hormigón pretensado con un revestimiento interior de acero para proteger de fugas en caso de fallos en el reactor. Al igual que en los reactores PWR, el edificio de contención mantiene un estado continuo de compresión sobre sí mismo como es característico de los materiales cerámicos.

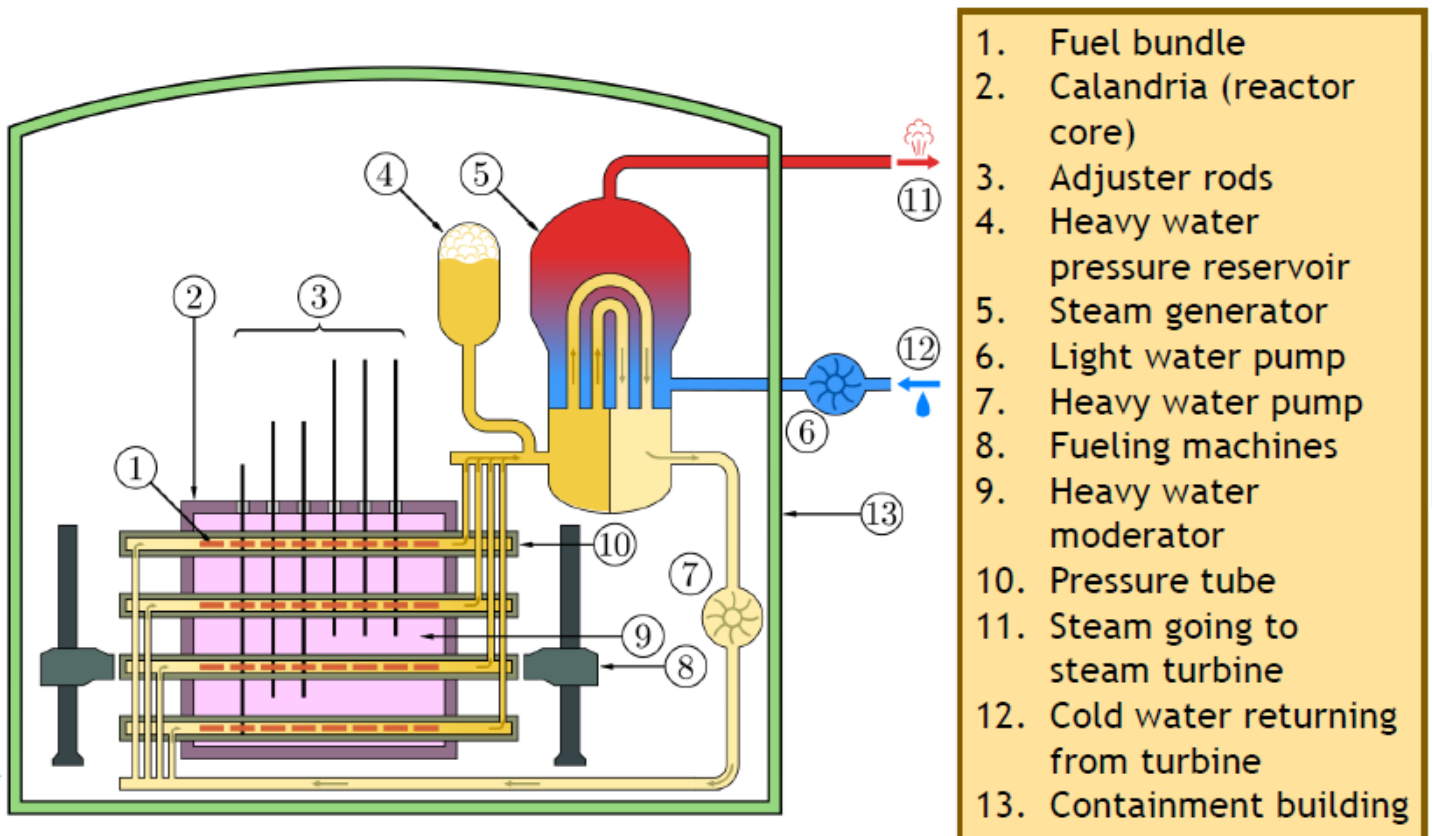


Figura 3.20. Edificio de contención de un reactor HWR.

Con sus ventajas e inconvenientes, el reactor tipo CANDU ocupa la tercera plaza entre los reactores más utilizados en el mundo con algo más del 10% del total y aparte de Canadá este diseño es usado por países como Rumanía, Pakistán, Argentina y sobre todo India. Hay que tener presente que de todos los diseños que se estudian a continuación como son el GCR, el HTGR, el BR, etc. ninguno supera el 5% del total de reactores comercializados actualmente.

Respecto al sistema de producción de potencia eléctrica, es el característico de una planta de potencia nuclear con sus parámetros propios del vapor vivo. El generador de vapor del circuito primario produce unas condiciones de vapor vivo en el circuito secundario de unos 47 bar y 260 °C. El vapor es posteriormente expandido en la turbina de la instalación cerrando el ciclo con un condensador y bombas que devuelvan el agua de alimentación al reactor Calandria.

3.3.4. Reactor refrigerado por gas.

Realmente, los reactores refrigerados por gas o GCR (“gas cooled reactor”) pertenecen al grupo de reactores nucleares de primera generación. Son de diseño británico, y funcionan utilizando grafito como moderador de la reacción y dióxido de carbono como refrigerante. El grafito se almacena en bloques ensamblados en un depósito construido en acero y se taladran varios canales a través de los bloques de grafito, introduciendo en los canales las barras de combustible y las barras de control.

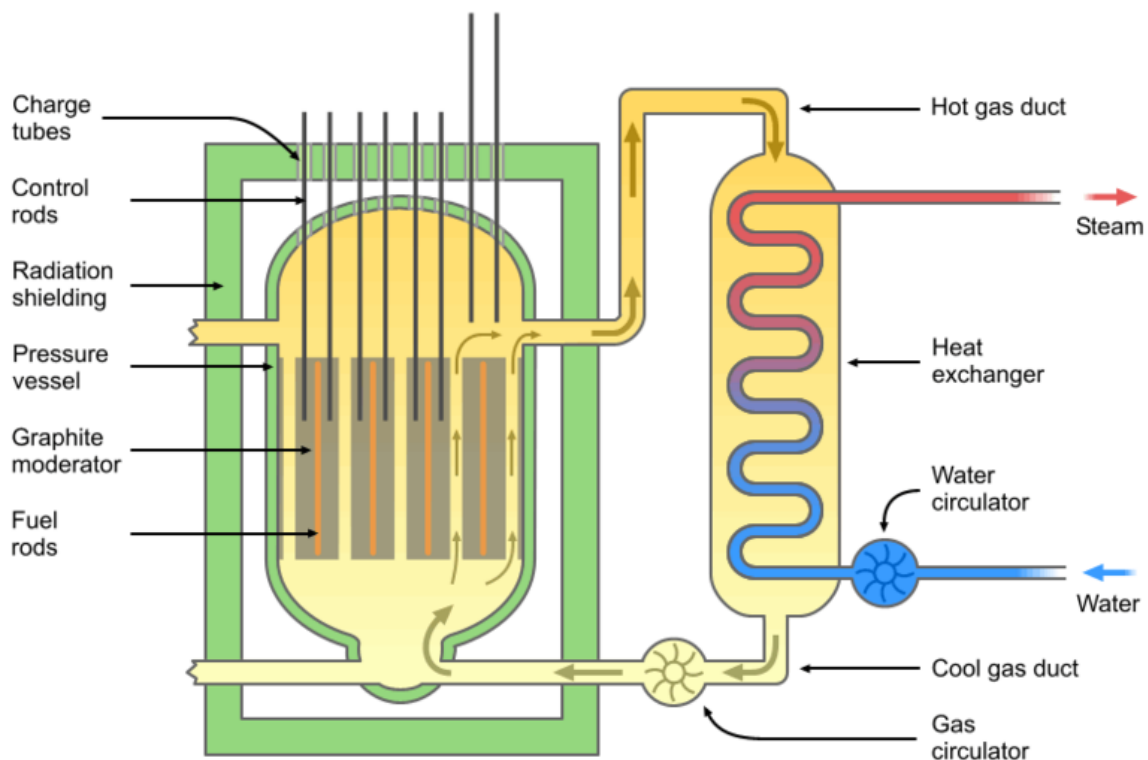


Figura 3.21. Esquema de un reactor GCR.

Según la IAEA, existen solo 15 reactores en funcionamiento del modelo moderno de este tipo de reactor que se verá a continuación encontrándose todos ellos en el Reino Unido. Se considera un diseño desfasado ya que el último reactor que inició su operación lo hizo a finales de la década de los 80. Pese a ello, a continuación se comentan sus características básicas.

Este tipo de plantas de producción de potencia funcionaban con uranio natural almacenado en barras de combustible recubiertas de Magnox, esto es, una aleación de magnesio. Este era el diseño utilizado en la mencionada central británica de Calder Hall.

El dióxido de carbono que actúa como refrigerante pasa a través de los canales de combustible evacuando el calor producido. El gas que pasa por el reactor circula hacia los generadores de vapor donde se intercambia calor produciendo el vapor del circuito secundario que será expandido en la turbina.

El principal problema de estas instalaciones es que debido al ciclo que usa el combustible operan con un rendimiento térmico demasiado bajo debido a la baja temperatura alcanzada. Ello unido a que este ciclo seguido por el combustible es antieconómico provocó que estos reactores quedaran desfasados.

Como consecuencia de las deficiencias del reactor refrigerado por gas y los sucesos producidos en algunas centrales como el incendio de Windscale, se llevó a cabo un diseño más moderno del mismo. A continuación se describen las características más importantes del modelo avanzado.

3.3.4.1. Reactor refrigerado por gas avanzado.

El reactor refrigerado por gas avanzado es conocido como AGCR (“Advanced Gas Cooled Reactor”). La principal característica de este diseño es la integración de los intercambiadores de calor alrededor del núcleo del reactor dentro de la vasija de presión.

El reactor funciona con otro combustible, que es dióxido de uranio levemente enriquecido cuyas barras de combustible están recubiertas en este caso por acero inoxidable.

Se alcanzan así en estas condiciones de trabajo mayores temperaturas alrededor del reactor, que en el circuito secundario tienen como efecto la producción de vapor sobrecalentado y recalentado.

Una de las ventajas de este tipo de reactor es que, en teoría, la recarga del combustible puede llevarse a cabo con el reactor en marcha. En la práctica se observa que esto no es así ya que durante la recarga se producen una serie de vibraciones y tensiones mecánicas que imposibilitan el proceso.

Aparte, estos AGCR tienen el mismo problema descrito anteriormente para los reactores CANDU. Debido a que el moderador utilizado en la reacción es de menor calidad que el agua ligera de los reactores LWR, el tamaño de estos diseños es mayor.

En el caso de este reactor refrigerado por gas avanzado, para producir la misma potencia se necesita incluso más cantidad de combustible en el proceso de fisión.

Los 15 reactores en operación actualmente en el mundo se encuentran en el Reino Unido, siendo todos los reactores allí ubicados de este tipo. Las potencias eléctricas producidas por los reactores nucleares de este tipo van desde los 430 MW de la planta de Hinkley Point inaugurada en 1976 hasta los 610 MW de la planta de Heysham-B puesta en funcionamiento en el año 1988.

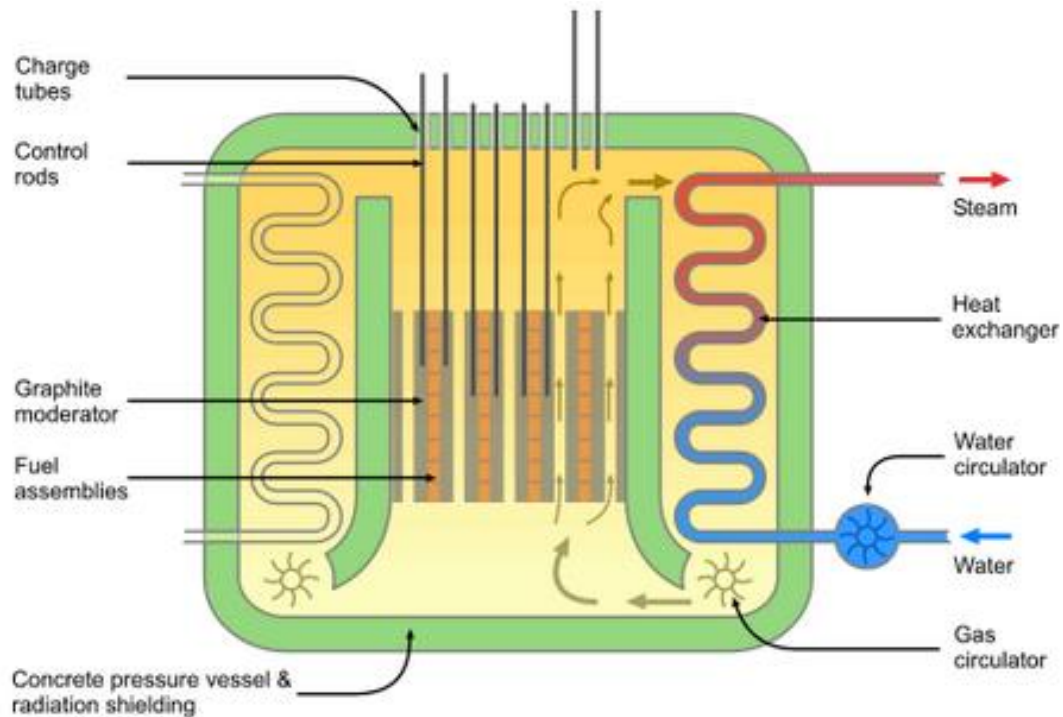


Figura 3.22. Esquema general de un AGCR.

En la figura adjunta se puede ver cómo dos generadores de vapor se encuentran en el interior de la vasija de presión del reactor, y cómo tanto las barras de combustible como las barras de control de la fisión se introducen en el bloque de grafito que actúa como moderador de la reacción.

Con el desarrollo del modelo avanzado, se introdujeron también en la vasija del reactor compresores para provocar el movimiento del gas CO₂ refrigerante a través de los tubos de grafito.

3.3.4.2. Reactor refrigerado por gas de alta temperatura.

Los reactores del tipo HTGR (“high temperature gas cooled reactor”) son el desarrollo tecnológico americano de los GCR. De diseño completamente estadounidense, funcionan con grafito como moderador y helio en lugar de dióxido de carbono como refrigerante ya que también es una sustancia que es pobre en la moderación de neutrones de la reacción y es inerte.

Sólo hubo un par de estos reactores en funcionamiento en EEUU que en la actualidad se encuentran detenidos. Pese a ello, serán definidas sus principales características porque estos reactores son el prelude de los reactores de tercera generación que funcionan con turbinas de gas modulares. Estos reactores más avanzados serán definidos en el siguiente punto del documento.

En la siguiente figura adjunta se puede ver el esquema completo de una instalación que funciona con un reactor HTGR.

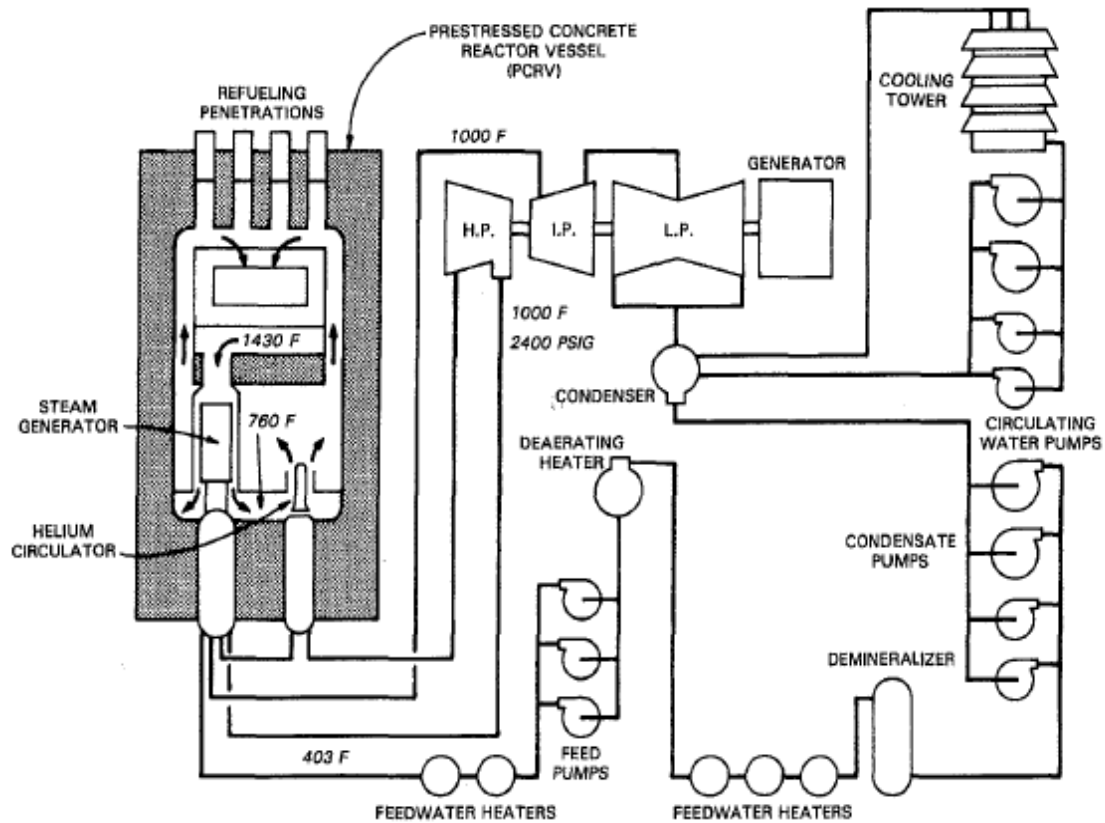


Figura 3.23. Esquema de funcionamiento de un HTGR.

Estos reactores se caracterizan por trabajar a temperaturas mayores que los refrigerados por gas de primera generación, proporcionando suficiente energía para utilizar vapor sobrecalentado en el circuito secundario alcanzando unas condiciones de vapor vivo de 165 bar y 538 °C típicas de una central de combustible fósil.

Uno de sus problemas más notables es el difícil control de las fugas de refrigerante al circuito de vapor durante el funcionamiento. El helio refrigerante entra al núcleo del reactor desde la parte superior del mismo, entrando a los generadores de vapor por su parte baja. Entonces, el helio es recirculado por la zona anular de la vasija del reactor.

En la siguiente figura se puede ver la vasija de presión de un reactor HTGR, fabricada en hormigón pretensado por tirantes de acero que aloja el núcleo del reactor y sirve como estructura de soporte al mismo núcleo, al circuito de helio y a los generadores de vapor. Como se observa, las barras de control pasan entre los huecos de la parte superior del depósito a presión, mientras que por la parte inferior entran los sistemas de tuberías de los generadores de vapor y del circuito de refrigerante.

La función principal de esta vasija de presión es contener el helio refrigerante y funcionar como escudo ante la radiación. La principal cavidad que aloja el reactor, los generadores de vapor y el circuito de helio está dispuesta de manera circular. Dicha cavidad consta de un acero que actúa como aislante y protege contra posibles fugas de refrigerante mediante un buen sistema de sellado. La barrera térmica en conjunto con los

tubos por donde circula el refrigerante de la estructura de hormigón protege térmicamente la vasija del reactor.

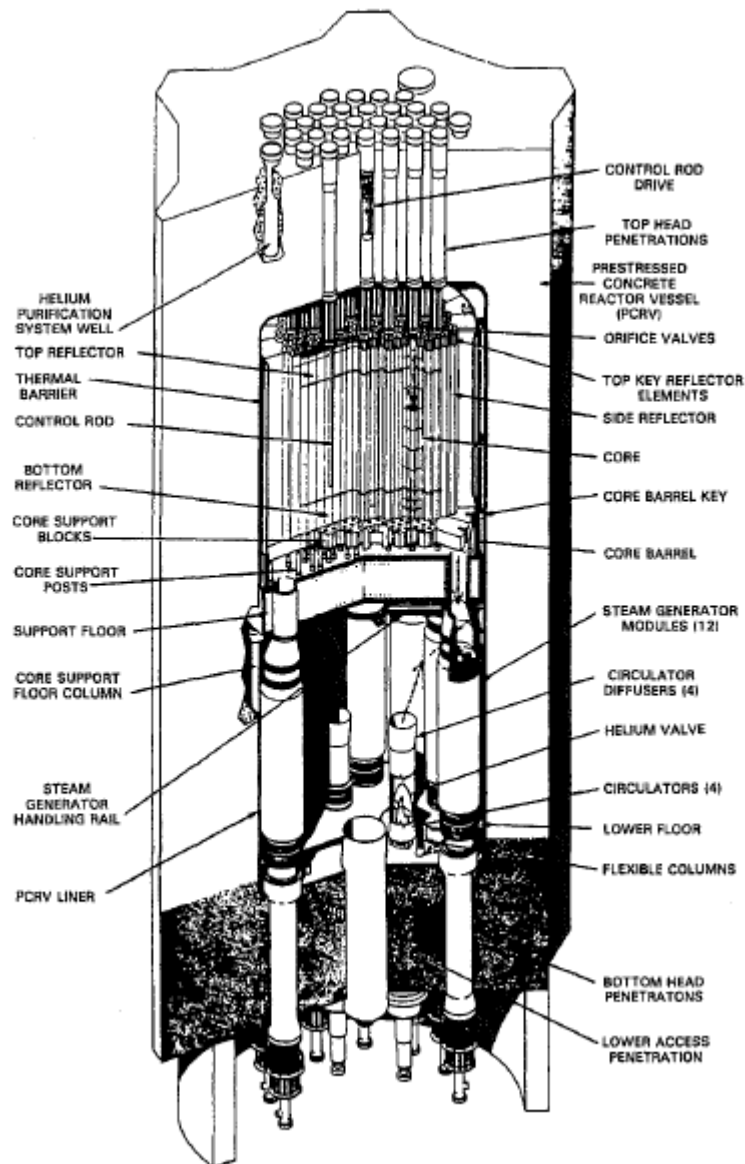


Figura 3.24. Vasija de un reactor tipo HTGR.

La conversión de potencia en este caso es igual a la de una planta de combustible fósil, produciendo vapor sobrecalentado y vapor recalentado. El vapor recalentado intercambia calor en el circuito de helio mediante una extracción realizada en el cuerpo de alta de la turbina a unos 66 bar, siendo esta presión de extracción incluso mayor que en una planta fósil.

Se podrían definir con más precisión las características de la vasija del reactor y de la forma de realizar el ensamblado del combustible, pero dado que en la actualidad no se comercializa, en este documento no se aborda más este diseño.

3.3.5. Reactor grafito-agua.

Lamentablemente, estos reactores son conocidos en la actualidad por ser el diseño que estaba siendo utilizado durante la catástrofe de Chérbnyl. Son reactores de tipo soviético, conocidos originalmente como RBMK (“Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyy”) o también como LWGR (“light-water-cooled, graphite-moderated reactor”). La traducción exacta del nombre ruso es reactor de alta potencia tipo canal, y es un diseño que funciona utilizando grafito como moderador y agua ligera como refrigerante de la fisión nuclear. En la figura 3.24. se puede ver un esquema de funcionamiento de uno de estos reactores.

Estos reactores no son más que el diseño soviético de los reactores de agua en ebullición. A diferencia de los reactores BWR, estos no tienen una vasija de presión que contenga el núcleo del reactor y mantienen los ensamblados de combustible en un sistema canalizado de la misma manera que lo hace un reactor tipo CANDU. Al utilizar grafito como moderador de la reacción y ser este de peor calidad que el agua, son diseños más grandes que los reactores LWR y HWR.

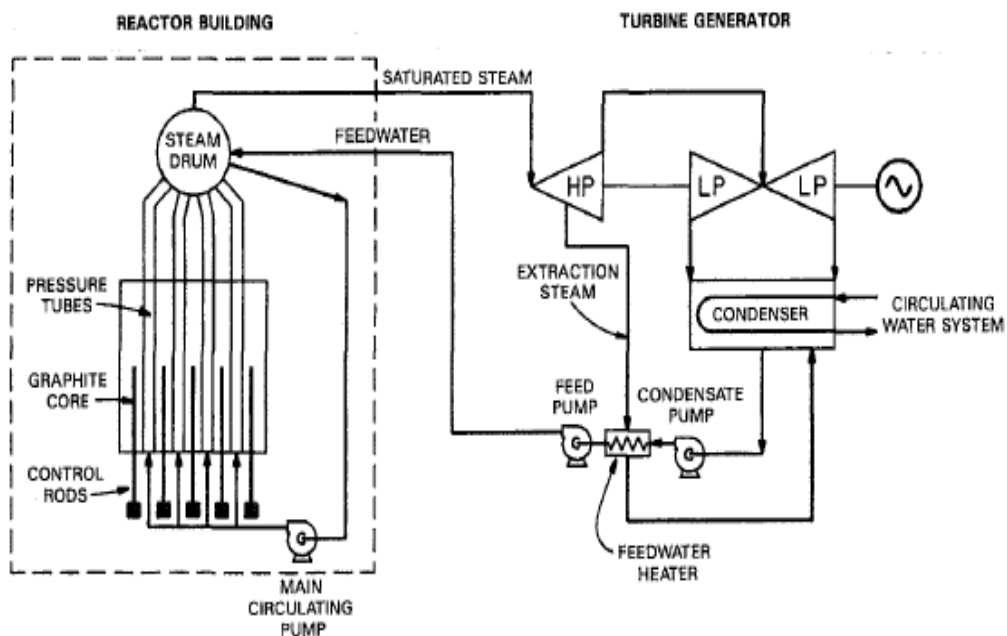
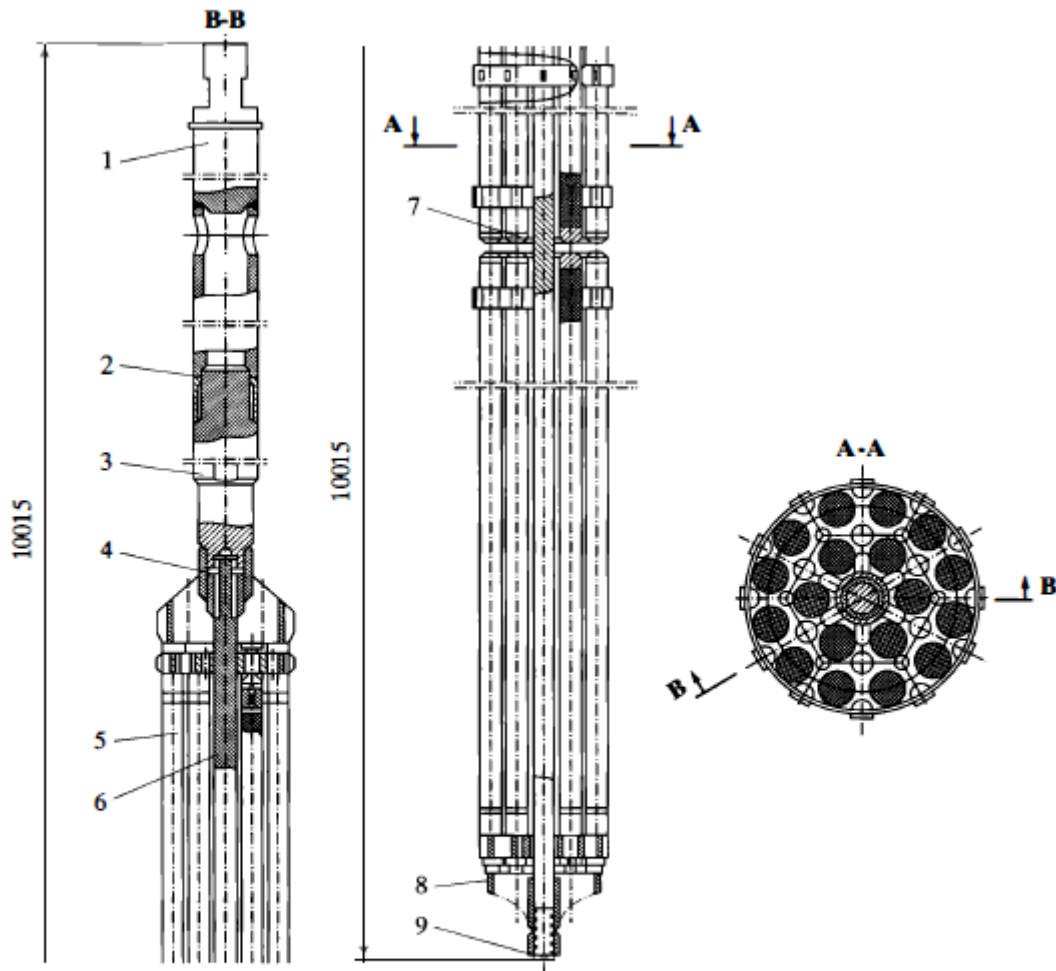


Figura 3.25. Esquema de un reactor del tipo LWGR.

El núcleo del reactor consiste en un gran número de bloques de grafito dispuestos en una configuración cilíndrica. Un RBMK-1000 como el de Chérbnyl (de 1000 MW) tendría un núcleo de unos 12,2 metros de diámetro y una altura de unos 7 metros, conteniendo en su interior unos 1660 tubos a presión. Cada uno de estos tubos de presión está fabricado de circonio con terminaciones de acero que contiene un ensamblado de combustible con unas 18 barras en cada uno de estos conjuntos. El combustible que se usa con pellets es uranio-235 con un enriquecimiento entre el 1,8 al 2% en estado de dióxido de uranio UO_2 .

En la siguiente figura se puede ver el ensamblado de combustible de una central nuclear tipo RBMK-1500 con una potencia eléctrica de unos 1500 MW. Es la disposición típica de uno de los dos reactores de la planta de Ignalina, situada en Lituania, que no se encuentra en funcionamiento en la actualidad.



Fuel assembly: 1—suspension bracket, 2—top plug, 3—adapter, 4—connecting rod, 5—fuel element, 6—carrier rod, 7—end sleeve, 8—endcap, 9—retaining nut.

Figura 3.26. Ensamblado de combustible de un reactor LWGR.

Las barras de control entran normalmente desde la parte alta del núcleo del reactor separadas en canales. Son barras hechas de carburo de boro y una aleación de aluminio. El agua de refrigeración es suministrada desde bombas de circulación colocadas en la parte más baja del núcleo, pasando a través de los tubos a presión. Posteriormente, esta agua será separada del vapor en la parte alta de la instalación mediante el uso de uno o varios calderines dispuestos formando un bucle como se puede ver en la figura adjunta. Uno de los principales problemas de este tipo de instalaciones es que no tienen un edificio de contención protector, por lo que en caso de fuga de gases radiactivos estos escapan directamente a la atmósfera.

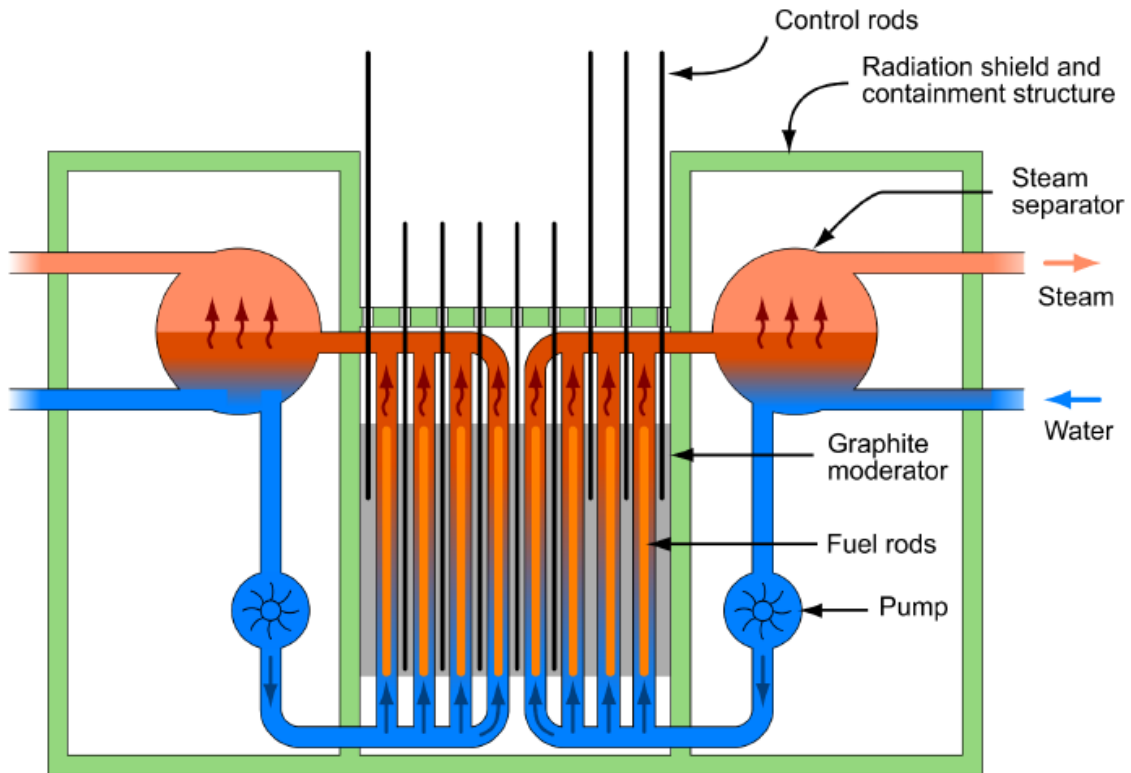


Figura 3.27. Diseño con calderines en bucle en una planta de LWGR.

Una vez es transferido el calor al vapor, este entra en la turbina donde es expandido hasta la presión de condensación. Entonces, es condensado en el condensador de la planta para después impulsar el agua en su estado líquido de nuevo hacia el calderín cerrando así el ciclo de producción de potencia. En este tipo de reactor, las condiciones de vapor vivo alcanzadas son de unos 70 bar y 286 °C.

Según la IAEA atendiendo a la tabla 3.1., existen 15 reactores de este tipo destinados a la producción de electricidad estando todos ellos situados en Rusia agrupados en cuatro plantas nucleares. Estas instalaciones son la planta de Bilbino, la planta de Kursk, la de Leningrado y la más reciente en Smolensk.

3.3.5.1. Mejoras en el diseño.

Tras el accidente de Chérbnyl, los reactores de este tipo que siguieron funcionando sufrieron algunas mejoras en el ámbito de la seguridad nuclear.

Se instalaron varillas de control permanentes, se aumentó el número de varillas de control móviles y se sustituyen todos los tubos de presión del reactor. Después, como en cualquier modelo más moderno, se actualizaron los sistemas electrónicos y de control de la sala principal para facilitar la labor de los encargados del funcionamiento de la central.

Finalmente y como hecho más significativo se impidió la desconexión manual de los sistemas de seguridad de la central. Este hecho, que puede parecer el más lógico, es uno de los principales fallos del accidente que tuvo lugar en el año 1986 en Chérbnyl y que será abordado en el apartado sexto de este documento.

3.3.6. Reactor reproductor.

El principal interés de estos reactores conocidos como BR (“breeder reactor”) es que aparte de ser capaces de producir electricidad, producen a la vez más combustible del que consumen. De hecho, se estudia la posibilidad de que cuando el mercado del U_{235} se encarezca demasiado se puedan reutilizar los residuos que están siendo almacenados como combustible de estos reactores. Por ello algún diseño de los reactores de cuarta generación va en parte enfocado a esta tecnología de aprovechamiento de los residuos, aunque de este tema se hablará varios apartados a continuación.

Estos reactores reproductores funcionan utilizando uranio y plutonio o incluso torio como combustible nuclear y sin moderador ya que se pretende utilizar todos los neutrones rápidos posibles en la reacción. Como refrigerante no se puede usar agua debido a su capacidad de absorción de neutrones de la reacción, por lo que se usa sodio líquido al ser esta sustancia pobre moderador de neutrones de la fisión. Aunque como inconvenientes principales hay que mencionar que se debe mantener la temperatura del sodio por encima de los 98°C para mantenerlo en estado líquido y aparte este elemento produce isótopos radiactivos (Na_{23} y Na_{24}) al absorber neutrones.

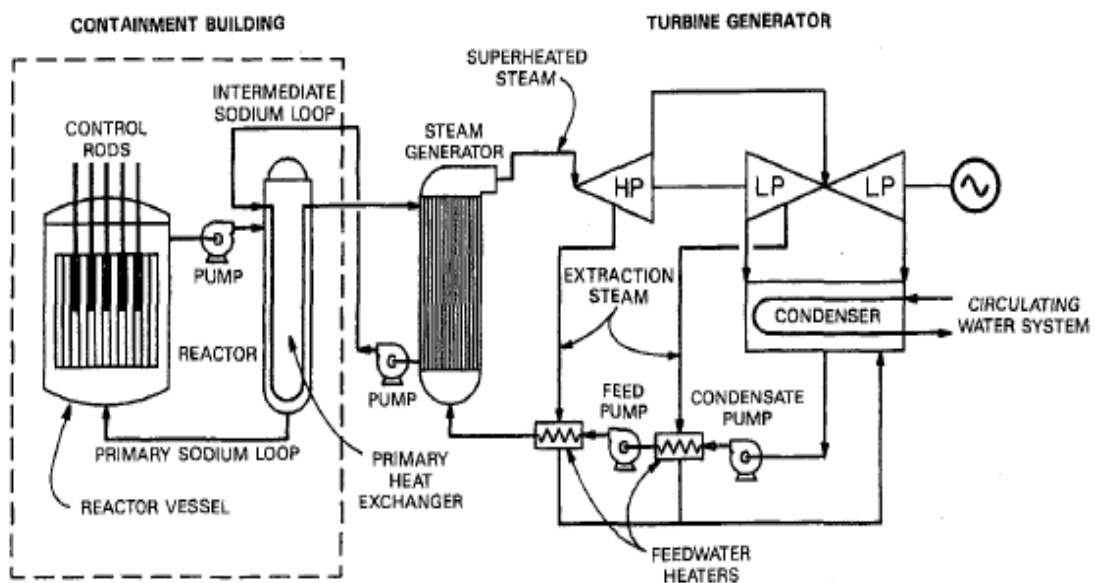


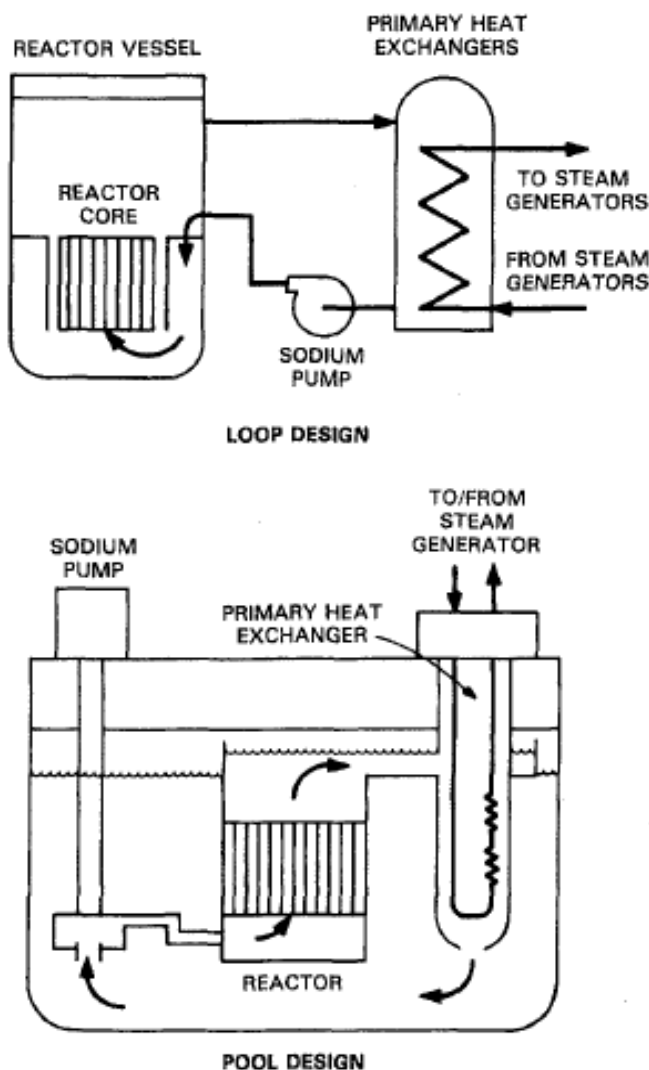
Figura 3.28. Esquema de funcionamiento de un reactor reproductor.

El núcleo del reactor está recubierto por una manta de material fértil para la fisión como es el uranio-238, que captura los neutrones liberados durante el proceso de fisión formando plutonio-239. Este es otro de los principales problemas del funcionamiento de estos reactores, ya que se piensa que pueden dar lugar a la proliferación de armas nucleares. Socialmente, el hecho de que una central funcione utilizando plutonio o una mezcla que contenga plutonio como combustible crea más alarma de la que ya crea cualquier instalación nuclear si cabe entre la población consecuencia de que se asocia rápidamente el tratamiento del plutonio con la creación de armas nucleares. Por ello, la Agencia Internacional de la Energía Atómica mantiene un continuo seguimiento de estas centrales reproductoras.

Dentro de la vasija del reactor se trabaja con neutrones de alta energía debido a que al combustible utilizado. Este fuel es utilizado en forma de pellets con una mezcla de 80% de U_{238} y 20% de Pu_{239} , formando lo que se llama un combustible MOX (mezcla de óxidos). El sodio pasa a través de las barras de combustible evacuando el calor de la fisión y transfiriendo en el generador de vapor el calor al vapor de agua del circuito secundario, donde se alcanzan unas condiciones de vapor vivo de unos 100 bar y 480 °C. Este vapor pasa a una turbina donde será expandido, para condensar después en un condensador y atravesar un tren de intercambiadores antes de volver al reactor cerrando así el ciclo de la planta de potencia.

3.3.6.1. Tipos de diseño.

Estos reactores se pueden dividir en dos tipos, el reactor reproductor con diseño de bucle y el reactor reproductor de piscina.



Para el diseño en bucle los elementos como el depósito de presión, el intercambiador de calor primario, las tuberías de conexión, etc. están separados del reactor aunque se encuentren dentro del edificio de contención.

De manera contraria, en el diseño en piscina tanto el reactor como el intercambiador de calor primario y la bomba impulsora de sodio se encuentran dentro de un gran depósito a presión sumergido en sodio líquido. El sodio refrigerante abandona el reactor y pasa a través del intercambiador de calor primario siendo directamente descargado a este depósito de presión. El sodio se mueve gracias a la bomba sumergida en dirección al intercambiador de calor primario que lo descarga en el reactor.

En la figura siguiente se puede apreciar un esquema donde se comparan estos dos diseños.

Figura 3.29. Tipos de diseño en BR.

El diseño tipo piscina tiene cierta ventaja en cuanto a seguridad sobre el diseño en bucle. Puede absorber grandes cantidades de calor en caso de fallo del núcleo debido a la

gran inercia térmica del sodio. También es menos sensible en cuanto a fugas en el circuito del vapor. Por su parte, el diseño en bucle representa un diseño mecánicamente muy parecido al de los reactores de agua ligera, separando el bucle primario del secundario proporcionando así un mejor mantenimiento que en los diseños anteriores donde el reactor, la bomba y el intercambiador se encuentran sumergidos.

Actualmente y de acuerdo con las estadísticas de la IAEA, sólo existen dos reactores reproductores en el mundo. Uno es el reactor experimental CEFR ubicado en China que comenzó su operación en 2011 produciendo unos 20 MW, y el otro es el reactor número 3 de Beloyarsk que se encuentra en Rusia generando unos 560 MW desde el año 1980. Ambos reactores están configurados con un diseño tipo piscina.

3.4. Reactores de tercera generación.

Los reactores de tercera generación no son más que los reactores de segunda generación anteriormente descritos incluyendo mejoras en el diseño del ciclo de vida como puede ser una mejora en la tecnología del combustible, un mayor rendimiento térmico, mejores sistemas de seguridad pasiva o un diseño estandarizado para reducir los costes de mantenimiento y capital. Todas estas mejoras tienen como consecuencia una vida operacional más larga para la planta.

3.4.1. Diseño de reactores avanzados.

Uno de los principales objetivos de esta nueva generación de plantas nucleares de potencia va directamente asociado a la estandarización de los diseños en el reactor. Estos reactores avanzados se basan en mejoras de los diseños de la segunda generación para corregir los posibles fallos producidos durante el funcionamiento de cara al futuro.

Los tres reactores en desarrollo para lograr alcanzar estas metas son el APWR, el ABWR y el MPHWR que se definen a continuación.

3.4.1.1. Reactor avanzado de agua presurizada.

El APWR (“Advanced pressurized water reactor”) es el modelo desarrollado de un PWR que puede llegar a alcanzar hasta unos 1700 MW de potencia eléctrica. Este diseño está basado en el sistema 80+ de la planta de generación de energía nuclear experimental de Palo Verde, en Arizona (EEUU).

Una de las principales modificaciones que se hacen notar en este diseño es la forma esférica del edificio de contención del reactor, adquiriendo así la forma geométrica más resistente posible para la protección. Esta contención a su vez está rodeada de una protección de hormigón que está en contacto con el aire exterior.

Este edificio aloja el sistema de suministro de vapor y un gran sistema de almacenamiento de agua en la parte baja del edificio configurado de manera toroidal alrededor del depósito de presión del reactor. La disposición esférica proporciona un mayor espacio para el trabajo de mantenimiento de los operarios y las actividades de reposición de combustible en la planta. En la siguiente figura se puede observar el esquema del edificio de contención de un reactor APWR.

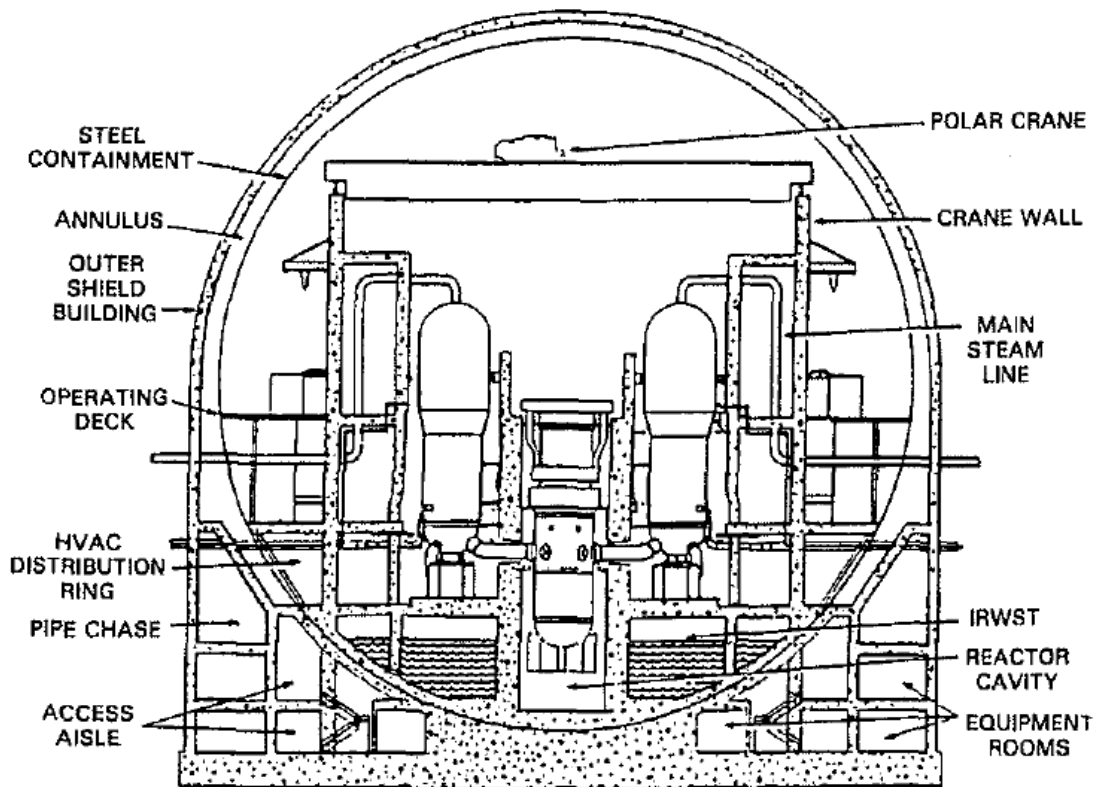


Figura 3.30. Edificio de contención de un reactor APWR.

El núcleo del reactor funciona con unos 240 ensamblados de combustible con 236 barras de combustible por cada uno de estos ensamblamientos. Hay 48 barras de control en los ensamblados que funcionan de manera parcial de las cuales 36 protegen al reactor y las 12 restantes regulan la potencia durante el funcionamiento normal de la planta. Este sistema de barras de control en el reactor se llama sistema de barras parciales. Dentro del núcleo del reactor existe un sistema reflector de neutrones, cuya función es devolver los neutrones que escapan de la reacción al interior manteniendo así el mecanismo de reacción en cadena para conseguir tan altos valores de potencia.

El sistema de suministro del vapor consiste en dos bucles paralelos conectados a la vasija de presión del reactor. Cada bucle contiene un generador de vapor y dos bombas de inyección de refrigerante. Un elemento presurizador un 33% más grande que en el diseño de segunda generación se conecta a uno de los bucles para mantener los niveles de presión requeridos. En cuanto a los generadores de vapor, son intercambiadores con forma de U colocados de manera vertical y tienen incorporado un economizador en su entrada. Este sistema de suministro de vapor aumenta en un 25% la cantidad de vapor suministrada respecto a los diseños anteriores, en parte debido a un aumento del área de transferencia del 10% en los generadores de vapor.

Este modelo tiene cuatro bucles para la refrigeración del núcleo frente a su diseño anterior que contaba con dos. Así, la probabilidad de daño en el núcleo es reducida en un factor de 10. Cada uno de estos bucles consiste en una bomba de inyección, tanques de

agua de refrigeración, un sistema de tuberías auxiliar, válvulas de control y un sistema de control adecuado. Cada bucle de seguridad obtiene el agua necesaria del anteriormente mencionado sistema de almacenamiento de agua con geometría toroidal. El suministro de agua comienza cuando el sistema indica que el refrigerante ha sufrido una caída de presión durante su paso por el núcleo.

En el caso de que la presión del refrigerante aumente por encima de los niveles requeridos, existe un sistema de despresurización que ventea el refrigerante del reactor a través de válvulas en el presurizador rociándolo en los tanques de almacenamiento de agua. Esta cantidad de agua que sale del sistema de refrigeración mediante el venteo es añadida mediante las bombas en la vasija de presión del reactor.

También existen dos sistemas de suministro de agua borada con tanques de almacenamiento independientes en caso de emergencia para inundar el reactor funcionando cada uno con una bomba independiente. Cada bomba obtiene agua del tanque de almacenamiento y la introduce en el núcleo para disminuir así su temperatura.

Por último, estos reactores tienen unos sistemas de control digitales más avanzados que sus predecesores así como un sistema de monitorizado más sencillo de usar para los trabajadores que estén en la sala principal.

En la actualidad existen reactores que se encuentran en construcción como por ejemplo el EPR (“European pressurized reactor”), pero los costes tan elevados y los retrasos durante la construcción mantienen aún inviable la construcción de estas plantas. Otro caso es la construcción de estos reactores en Japón y Corea de mano de Mitsubishi, donde el proyecto también ha sido cancelado por estos motivos. Esto provoca que aún no hayan obtenido la certificación en países muy importantes en esta industria como EEUU.

3.4.1.2. Reactor avanzado de agua en ebullición.

El diseño avanzado del reactor de agua ligera que funciona con agua en ebullición es el ABWR (“Advanced Boiling Water Reactor”). El objetivo principal de la mejora consiste en la simplificación del diseño, una mejora de la seguridad y la fiabilidad, una reducción de la exposición a la radiación hacia el personal y una reducción en la producción de residuos radiactivos.

Los primeros modelos de este diseño entraron en operación a finales del siglo XX y se encuentran en Japón, siendo estos reactores los primeros de tercera generación en ser comercializados.

El ABWR es un gran BWR capaz de suministrar cerca de 1400 MW eléctricos de potencia. El reactor consiste en 872 ensamblados de combustible en una configuración de 8x8 en cada barra. Los cambios más significativos respecto al modelo de la generación anterior se dan en los sistemas de recirculación y en los mecanismos de control de la reacción. En la siguiente figura se puede observar cómo se mantiene el ensamblado en la vasija de presión de un reactor avanzado de agua en ebullición.

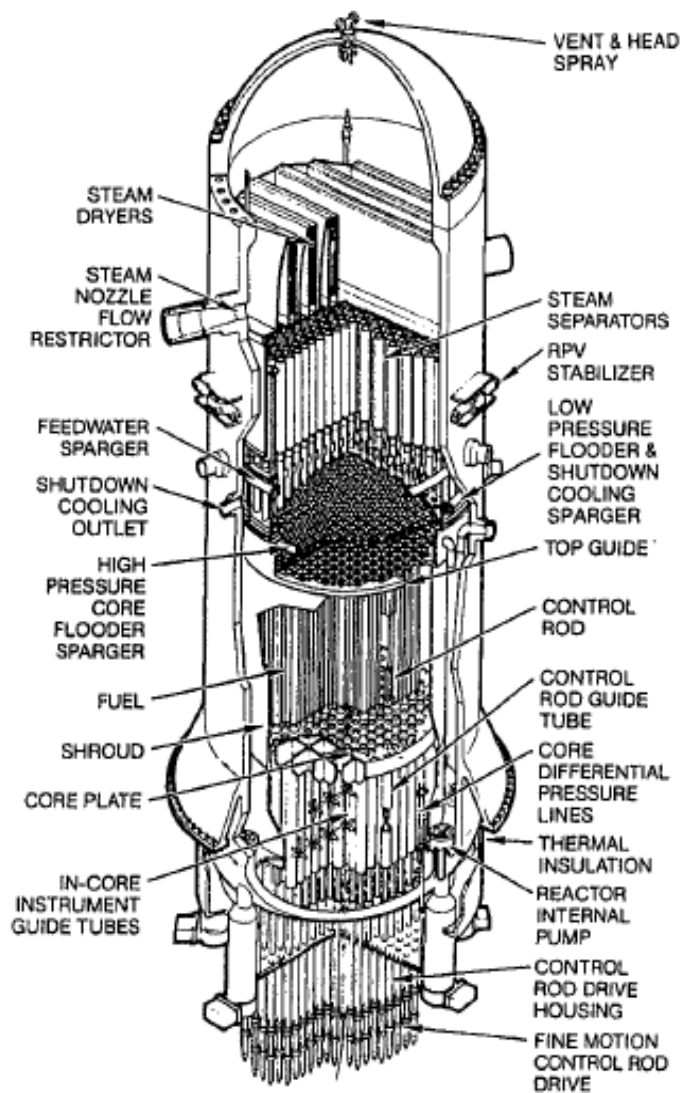


Figura 3.31. Vasija de presión de un ABWR.

La vasija de presión que se ve en la imagen es parecida a la de un reactor BWR, con unos 7 metros de diámetro y 21 metros de altura. El espacio anular existente entre el recubrimiento y la vasija aumenta en este diseño ya que tiene que alojar a las bombas de recirculación.

Este diseño tiene un sistema de refrigeración del núcleo del reactor dividido en tres zonas, estando dedicadas al agua de refrigeración y los generadores de emergencia diésel reduciendo así la probabilidad de accidentes que causen daño en el núcleo. Dos zonas del sistema de refrigeración utilizan un sistema tradicional de bombas para la inyección de refrigerante a baja presión y un sistema motorizado para la inyección de refrigerante a alta presión. El tercer sistema de refrigeración combina un sistema más moderno de seguridad accionado por vapor de alta presión de la turbina para la inyección de refrigerante y una tercera bomba para la inyección a baja presión.

Los sistemas en bucle de recirculación del agua del reactor no son en este caso externos, sino que la recirculación se realiza ahora en el interior de la vasija de presión. Esta eliminación de los sistemas de recirculación de la parte externa es una ventaja ya que reduce el número de tuberías en el sistema aumentando de esta forma la seguridad. Además, con esta configuración se puede reducir la potencia de las bombas que forman parte del bucle. La recirculación interna proporciona así un mayor espacio de cara a la inspección y el mantenimiento de los elementos. Respecto a los sistemas de control en este caso, el control hidráulico de las barras se sustituye por un sistema eléctrico-hidráulico que lo hace más fiable que el anterior.

La estructura de contención es de forma cilíndrica donde se han integrado las paredes de contención y el edificio del reactor para dar forma a la principal estructura del edificio. La contención está construida en hormigón reforzado para contener el depósito donde se encuentra el reactor utilizando unos muros de contención en línea con unas láminas de acero para mantener una presión determinada reduciendo de esta manera las fugas. En la siguiente figura se puede observar el edificio que contiene el reactor ABWR.

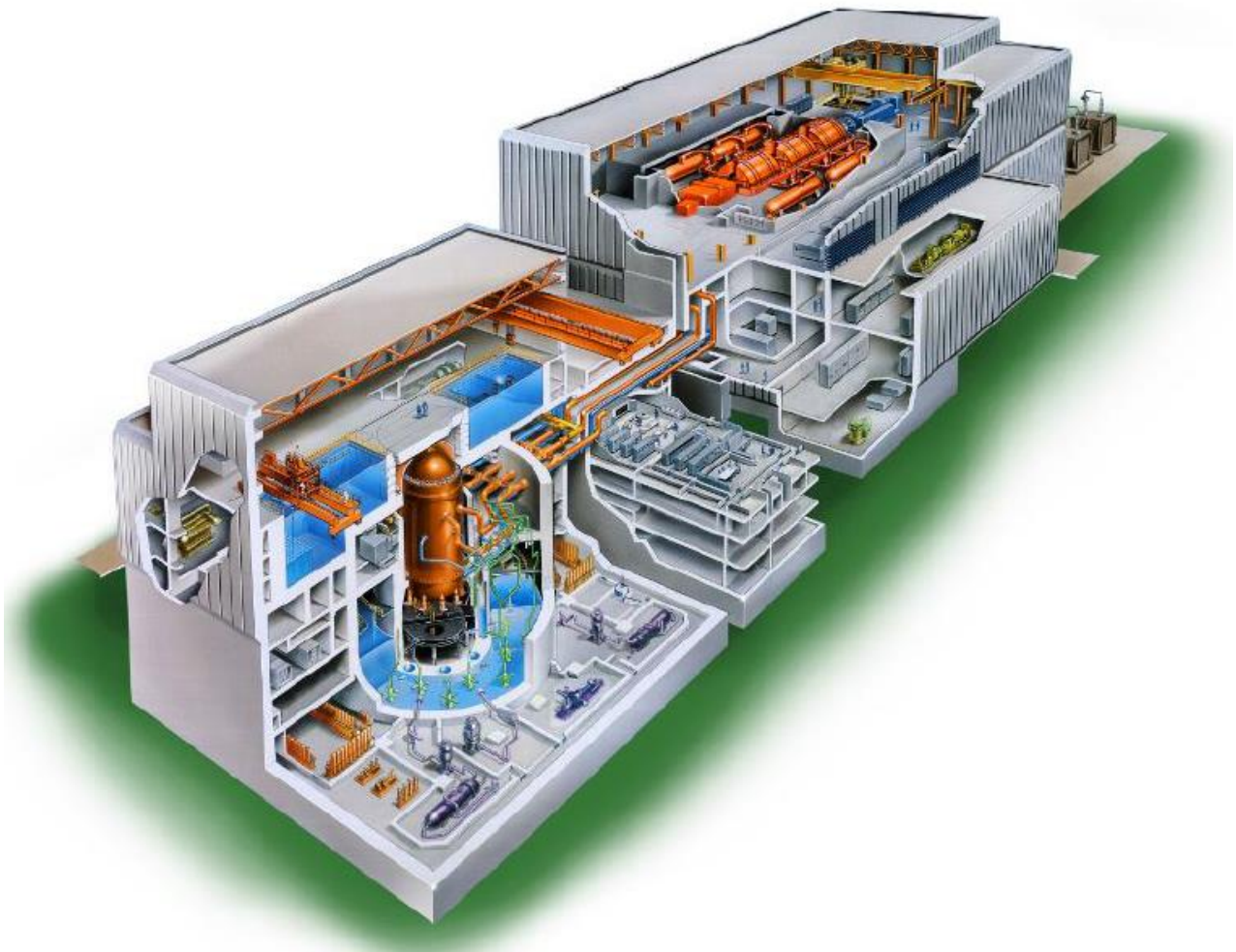


Figura 3.32. Edificio de contención de un ABWR.

Este tipo de estructura que aloja y soporta el depósito de presión utiliza un sistema horizontal de venteo. Este venteo reduce la presión transfiriendo una mezcla de agua y vapor a una piscina de almacenamiento como se puede ver en la anterior figura.

Finalmente, el sistema de control de la planta consiste en un sistema digital que usa microprocesadores estandarizados basados en módulos de control e instrumentación y transmisión de señales por fibra óptica, aumentando así la fiabilidad de los sistemas electrónicos de la planta. Este reactor tiene cuatro divisiones en el sistema de seguridad lógico y de control incluyendo cuatro redes separadas para asegurar la protección de la planta.

3.4.1.3. Reactor modular y presurizado de agua pesada.

Este diseño avanzado es el desarrollo de las plantas nucleares tipo CANDU y son llamados comúnmente MPHWR (“Modular pressurized heavy water reactor”), aunque la AECL también se refiere a ellos como diseño CANDU 3. La principal diferencia de estos reactores respecto a su diseño inicial es que aunque mantienen el agua pesada como moderador de la reacción, en este caso se usa agua ligera como refrigerante con sus ventajas e inconvenientes como se verá a continuación.

Este diseño es similar a los reactores de alta potencia tipo CANDU de la generación anterior. Son unidades compactas aunque, sin embargo, tienen una construcción modular para tener ventaja ante otros reactores pequeños en el mercado. Con ello, estos reactores funcionan produciendo entre 500 y 900 MW de potencia.

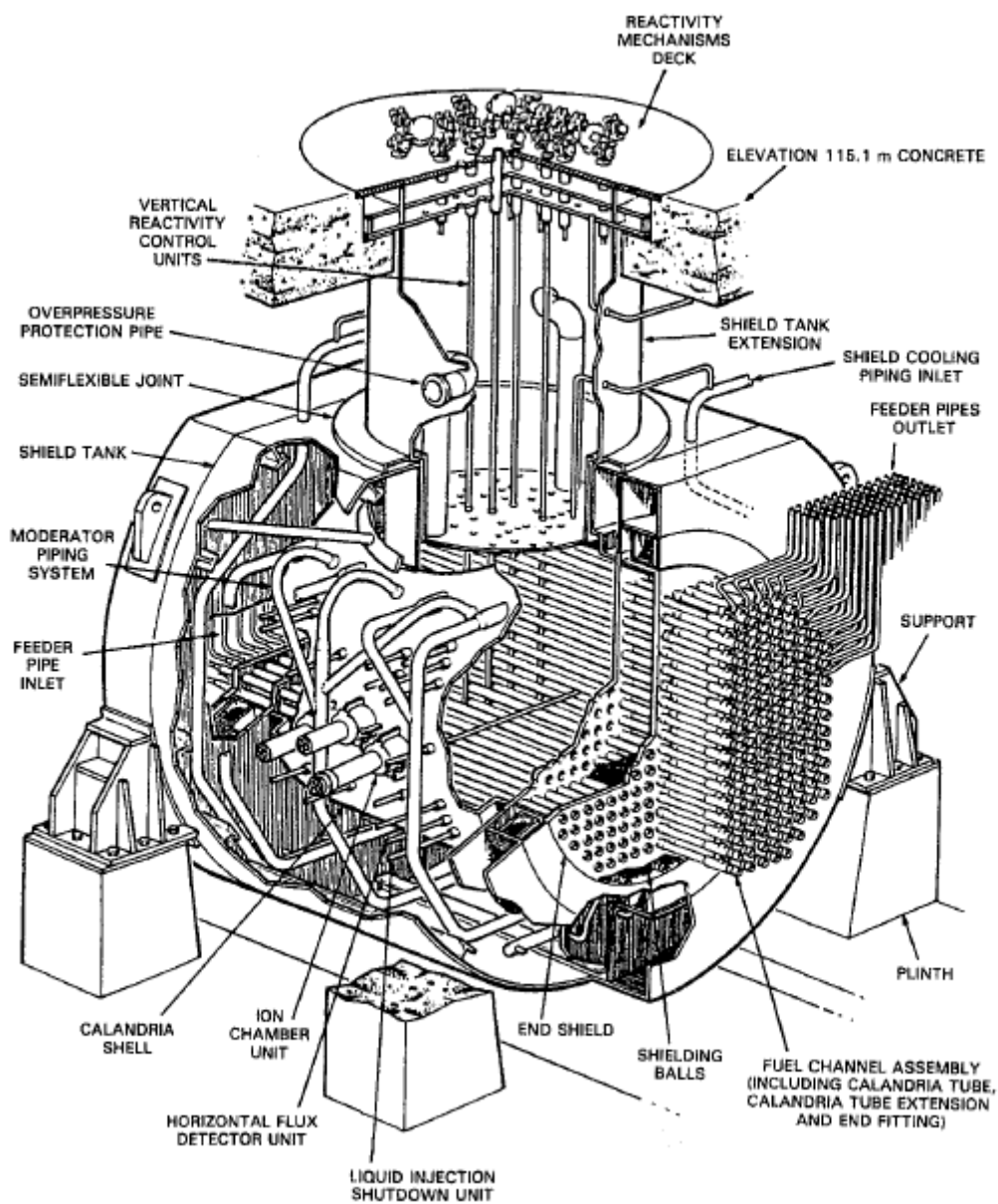


Figura 3.33. Ensamblado de un reactor tipo MPHWR.

Como se puede ver en la figura anterior, en el ensamblado interior se incluye la carcasa tipo “calandria” y la armadura que protege al núcleo del reactor. Tiene unos 232 ensamblados para el combustible, barras de control y un revestimiento de protección así como protecciones ante la radiactividad. El “calandria” mostrado en la figura es una vasija horizontal cilíndrica con apoyos para los tubos horizontales y sus extensiones. Una protección encierra el depósito del “calandria” y contiene agua ligera que funciona como refrigerante del reactor y como protección ante la radiación.

Respecto a la armadura de protección del reactor, hay una extensión en la misma que sirve para alojar a las barras verticales de control de la reacción de fisión que entran en el núcleo desde arriba. La vasija del reactor tipo “calandria”, la armadura superior de protección del reactor y otros componentes del reactor están apoyados en tubos de la armadura inferior que transmiten las cargas a los apoyos donde se sustenta el reactor.

Cada uno de los tubos horizontales que forman el “calandria” contiene un tubo de presión aislado de la vasija mediante una capa fina anular de CO_2 . Este tubo de presión, el tubo del calandria y la extensión del hueco forman el canal de ensamblados de combustible. Normalmente son 12 las barras de combustible alojadas en cada tubo de presión. La disposición de las barras de combustible se puede ver en la siguiente imagen.

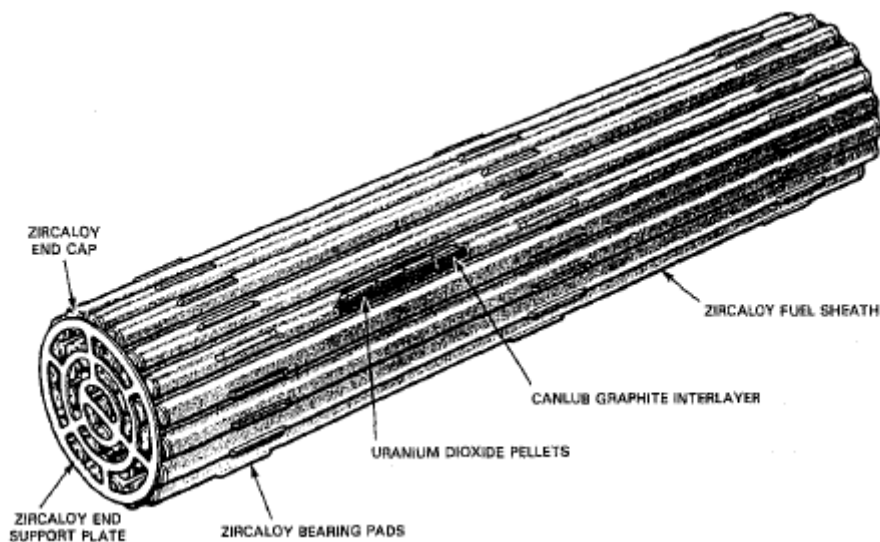


Figura 3.34. Disposición de las barras de combustible de un MPHWR.

El combustible utilizado contiene UO_2 en forma de pellets en el interior de las barras mostradas en esta figura. Una de sus ventajas, al igual que el CANDU de segunda generación, es que se puede sustituir el combustible durante la operación. A pesar de poder utilizar un núcleo más pequeño en este diseño, al ser el agua ligera mejor moderador de neutrones que el agua pesada este modelo tiene como principal inconveniente que se necesita un combustible uránico ligeramente enriquecido para la producción de energía.

En cuanto al sistema de control, este consiste en barras verticales que se mueven entre los canales de combustible y se usan para controlar la potencia durante los funcionamientos del reactor en estado transitorio y para arranques o paradas del reactor. Aparte, hay una sustancia independiente de este sistema que se inyecta en caso de emergencia en el núcleo para moderar los neutrones de la reacción.

En el sistema de refrigeración, el mecanismo es como el mostrado en la siguiente figura. Consiste en unos generadores de vapor con forma de U y varias bombas que impulsan el agua a través del núcleo del reactor para una correcta extracción del calor. Se observa cómo la sustancia refrigerante pasa dos veces por el núcleo antes de remover el calor y volver a ser impulsado, así como la actuación de un presurizador que mantiene la presión constante cerca de los 100 bar. Con estas características, el vapor generado en el sistema alcanza unos 260 °C de temperatura y una presión de unos 46 bar.

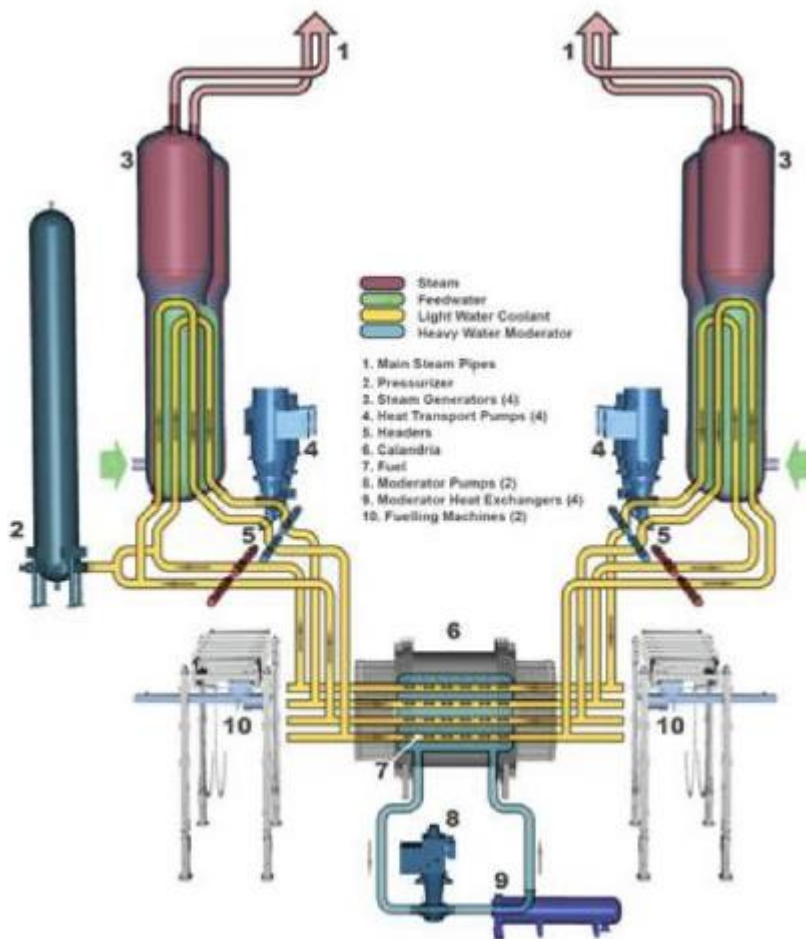


Figura 3.35. Sistema de refrigeración de un MPHWR.

Este sistema de refrigeración del núcleo del reactor consiste en dos tanques de acumulación de agua, varias bombas de impulsión del agua ligera que funciona como refrigerante, etc. En caso de emergencia, los tanques de acumulación inyectan refrigerante para evacuar el calor de la reacción con el núcleo ya en parada.

Paralelamente a este diseño básicamente canadiense, existe otro reactor avanzado entre los CANDU diseñado en la India. El funcionamiento es prácticamente el mismo, con la única diferencia del combustible utilizado que en este caso es el torio. Esto es así porque en la India las reservas de torio son muy abundantes y así ahorran el tratamiento del uranio y el ligero enriquecimiento que este combustible tiene que sufrir.

3.4.2. Diseño de reactores con desarrollo de elementos pasivos.

Esta segunda categoría de reactores nucleares de tercera generación envuelve a los diseños que pretenden reducir el riesgo de accidente en el reactor, la emisión de productos de la fisión y los posibles daños en el núcleo. Por ejemplo, los elementos pasivos de seguridad reemplazan a los sistemas de alta o baja presión y a los generadores de emergencia diésel utilizando circulación natural, la fuerza de la gravedad, etc. El objetivo final de estos reactores es demostrar a los usuarios que una planta de potencia nuclear puede ser suficientemente segura durante su funcionamiento.

Los diseños cuyas características principales se van a ver en los siguientes apartados son el APPWR, el SBWR, el GT-MHR y el ALMR.

3.4.2.1. Reactor avanzado pasivo de agua presurizada.

Este diseño con un desarrollo avanzado de los elementos pasivos del reactor PWR es conocido como APPWR (“Advanced Passive Pressurized Water Reactor”) y su objetivo es trabajar con un reactor más pequeño, más simple y más seguro. Su funcionamiento está basado en el desarrollo del AP600 de la compañía Westinghouse.

Entre las características principales de este modelo se destaca que incluye el motor de las bombas de impulsión de refrigerante junto a los generadores de vapor, la existencia un tanque de almacenamiento de agua, la adición sistemas pasivos de seguridad para la inyección del refrigerante, un edificio de contención reforzado, etc.

El diseño de estos reactores no modifica demasiado el funcionamiento de un reactor de segunda generación tipo PWR, ya que el objetivo principal también es mantener el agua del reactor a una presión suficientemente alta como para evitar que hierva en el núcleo. Con ello, la principal diferencia a mencionar reside en el sistema de refrigeración del reactor. Este sistema consiste en que la vasija de presión del reactor que aloja al núcleo se ve apoyada por dos generadores de vapor, un presurizador y dos bombas de inyección de refrigerante. La vasija del reactor y las partes internas del mismo no se ven modificadas respecto al diseño anterior.

El núcleo del reactor consiste en 145 ensamblados de combustible dispuestos como 17x17 en el diseño. Funciona con tres regiones de bajo enriquecimiento con un ciclo del combustible entre 18 y 24 meses. Las barras de control entran por la parte superior del reactor para controlar la potencia y los arranques o paradas del mismo. El principal inconveniente de este núcleo es que funciona con una densidad de potencia menor que otros diseños.

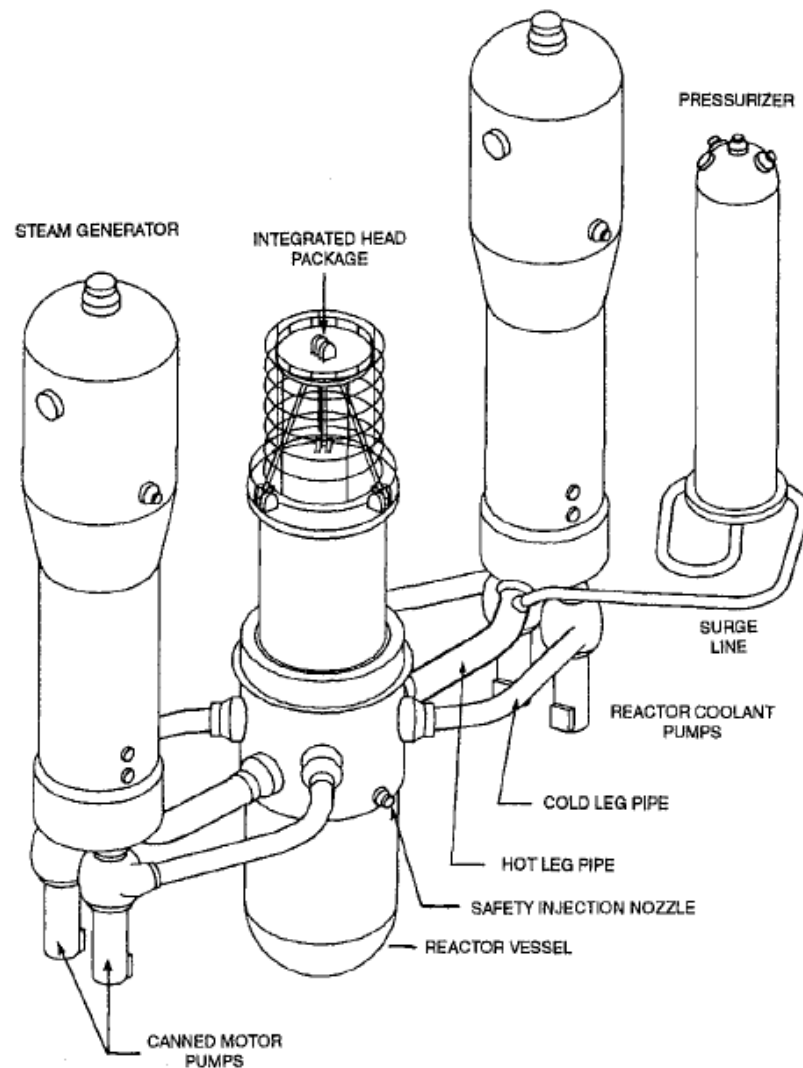


Figura 3.36. Sistema de refrigeración del modelo avanzado pasivo del PWR.

Los generadores de vapor mantienen una forma de U en su interior, y los motores de las bombas de impulsión de refrigerante están montados en el lado contrario a la salida del vapor funcionando con un peso entre el 10 y el 12% superior al diseño convencional. Al igual que el reactor SBWR que será estudiado a continuación, la principal novedad respecto a los reactores de segunda generación reside en los cambios en los sistemas de refrigeración del núcleo para proporcionar una mayor seguridad a la planta. Estos sistemas pasivos de seguridad están desarrollados para evitar condiciones que puedan derivar en un accidente como una pérdida de refrigerante o una descomposición del núcleo no controlada.

Otra característica de este diseño es el sistema de extracción de calor del núcleo del reactor. Este sistema está colocado encima del sistema de refrigeración del reactor, y utiliza la circulación natural del refrigerante suministrando agua ligera desde los depósitos de almacenamiento. Esta extracción del calor se lleva a cabo mediante dos sistemas, que consisten en un tanque de almacenamiento y una línea de suministro desde las piscinas situadas en la parte alta del reactor como se puede ver en la imagen.

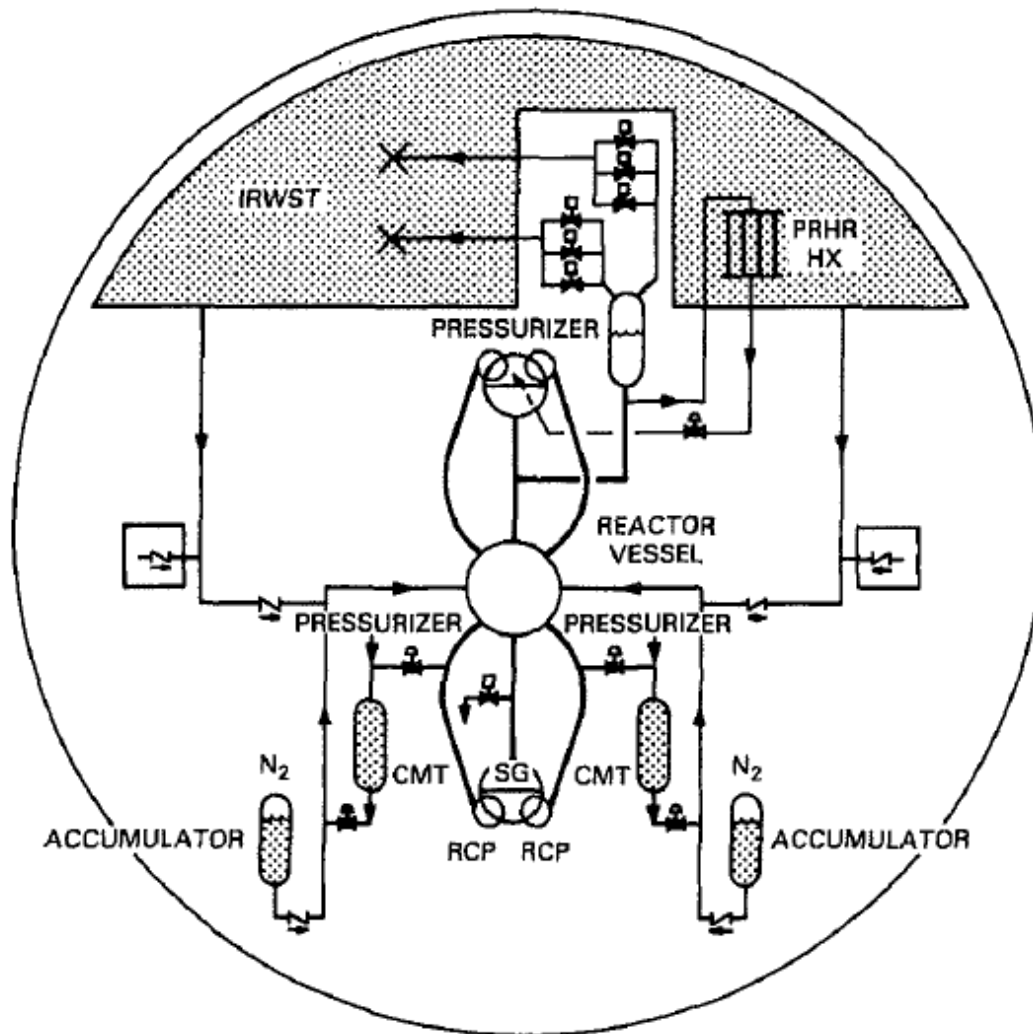


Figura 3.37. Sistema de extracción del calor del núcleo de un APPWR.

Un sistema automático de despresurización colocado en el elemento presurizador descarga desde las piscinas el refrigerante necesario. Cada sistema inyecta directamente en el reactor a través de unas boquillas colocadas en la vasija del mismo. Los tanques de almacenamiento contienen unos 50 m³ de agua mezclada con boro y funcionan mediante drenajes apoyados por la gravedad.

Todos estos sistemas de seguridad están en el interior del depósito de contención del reactor, que consiste en un edificio preparado a prueba de posibles fugas con un revestimiento cilíndrico de acero y que está fabricado en hormigón. El edificio de contención posee unos elementos pasivos de seguridad como son los difusores de refrigerante y un tanque de almacenamiento para los mismos colocado en la parte superior del edificio. Este edificio protege frente a la radiactividad que emana del reactor así como de posibles fugas de radiación al exterior. También dispone de un sistema para la circulación natural del aire entre la estructura de contención y la protección del reactor para evacuar así todo el calor posible en caso de emergencia durante el proceso de fisión nuclear. En la siguiente imagen se puede ver la disposición de la estructura.

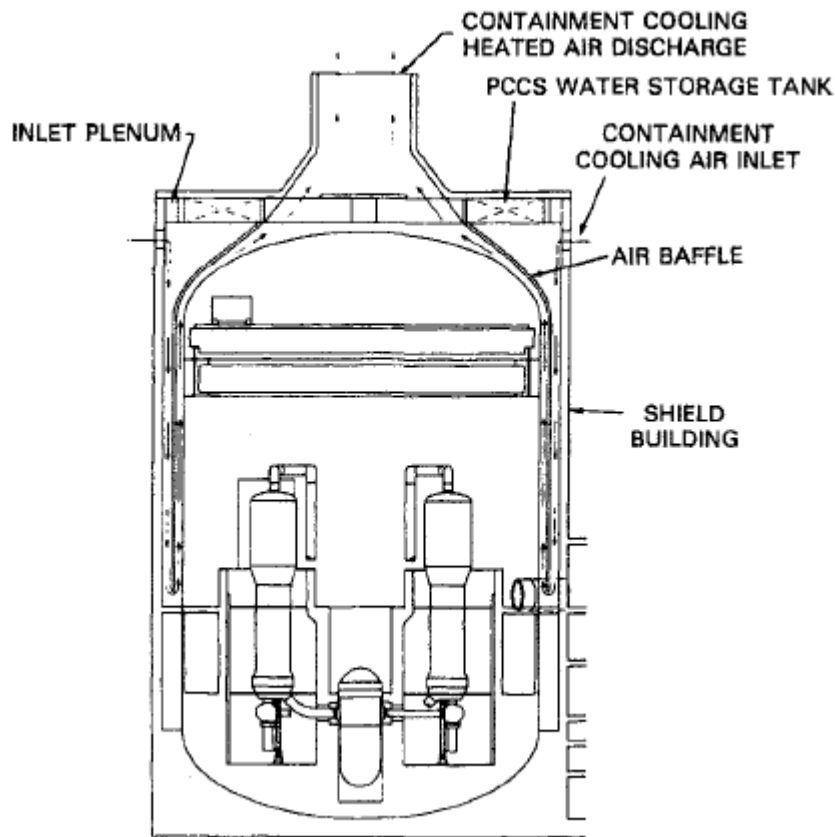


Figura 3.38. Estructura de contención de un reactor APPWR.

Con todos estos métodos, el reactor avanzado de agua presurizada con desarrollo de elementos pasivos reduce considerablemente el volumen de la planta de potencia de un reactor PWR convencional.

Item	Conventional Two-Loop	AP 600	Percent Reduction
Pumps			
Safety related	25	None	100
Non-safety-related	188	139	26
Valves (>2 in., 5 cm)			
Nuclear steam supply system	512	259	49
Balance of plant	2,041	1,530	25
Pipe (>2 in., 5 cm)			
Nuclear steam supply system >2 in. (5 cm)	44,300 ft (13,503 m)	11,042 ft (3,366 m)	75
Balance of plant > 2 in. (5 cm)	97,000 ft (29,566 m)	67,000 ft (20,421 m)	31
Diesel generators	2 (safety)	2 (non-safety)	100
Building volume			
Containment	$2.7 \times 10^6 \text{ ft}^3$ ($7.6 \times 10^4 \text{ m}^3$)	$3.4 \times 10^6 \text{ ft}^3$ ($9.6 \times 10^4 \text{ m}^3$)	46
Seismic	$6.7 \times 10^6 \text{ ft}^3$ ($1.9 \times 10^5 \text{ m}^3$)	$1.7 \times 10^6 \text{ ft}^3$ ($4.8 \times 10^4 \text{ m}^3$)	

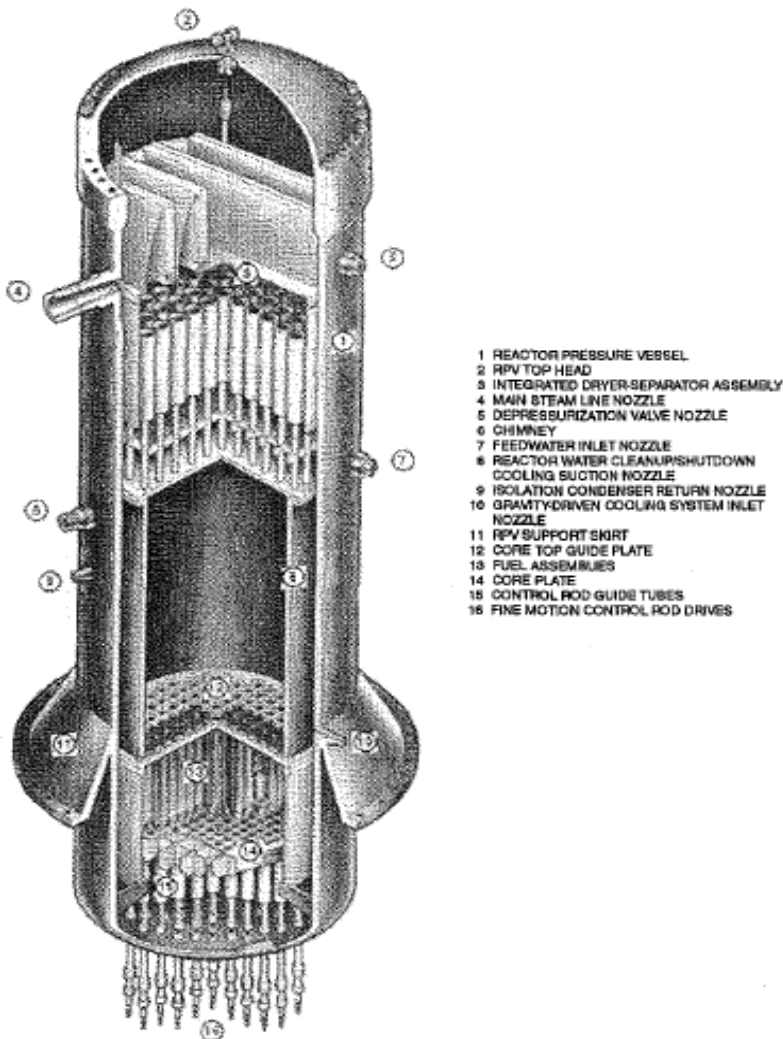
Tabla 3.5. Comparación entre el PWR convencional y el APPWR.

La reducción de equipos observada en esta tabla es consecuencia de la adición de elementos pasivos de seguridad en la central que eliminan sistemas como los de inyección de baja y de alta presión, sistemas auxiliares de agua de alimentación, etc.

3.4.2.2. Reactor de agua en ebullición simplificado.

El reactor SBWR (“Simplified Boiling Water Reactor”) es el diseño pasivo del reactor BWR, diseñado al igual que el modelo anterior para ofrecer una planta más pequeña, más simple y más segura. La principal característica de este diseño es la circulación natural establecida en los sistemas de recirculación del refrigerante del reactor. Aparte, también son importantes los sistemas pasivos de emergencia, la simplificación de las redes de tuberías, válvulas y sistemas de control y la construcción modular del reactor.

La realización de este diseño ha sido fundamentalmente acometida por el DOE junto con la JAPC, basado en el modelo del reactor de agua en ebullición de General Electric manteniendo prácticamente el mismo funcionamiento descrito en 3.3.2.



La figura adjunta muestra la vasija del reactor. Se muestra cómo aloja el núcleo, los separadores de humedad y los secadores de vapor. El refrigerante fluye a través del reactor mediante circulación natural a diferencia de los reactores convencionales reduciendo así la cantidad de bombas, válvulas, tuberías, instrumentación y controles simplificando el diseño. Para conseguir todos los requerimientos para el correcto funcionamiento del refrigerante, la vasija del reactor es más alta de lo normal así como el espacio existente entre la parte alta del núcleo y el separador de vapor cuyo tamaño también es aumentado para prevenir un posible efecto chimenea. El diseño aquí mostrado tiene unos 650 MW de potencia eléctrica, lo cual es menor que los diseños convencionales de los reactores de agua en ebullición.

Figura 3.39. Vasija de un reactor SBWR.

Los ensamblados de combustible son de 8x8 y contienen el dióxido de uranio enriquecido como combustible al igual que los BWR, sólo que la longitud ha sido reducida (de 3,8 a 2,7 metros) para mejorar la circulación natural. Las barras de control mantienen su estructura en forma de cruz y entran desde la parte baja del reactor, siendo el diseño del sistema de control electrohidráulico similar al del ABWR descrito anteriormente.

En cuanto al edificio de contención, el SBWR mantiene el mismo diseño que los reactores avanzados de agua en ebullición. Su disposición es la misma que la mostrada en la figura 3.32., conservando en su interior los elementos importantes del reactor.

Los diseños pasivos importantes se usan aplicados hacia uno de los mayores problemas de las centrales nucleares actuales, las pérdidas de refrigerante. En el caso de los reactores SBWR, existen dos sistemas. En el primero, la mezcla de agua y vapor procedente del reactor es recogida y condensada en la parte superior. Mientras, en el segundo, durante una emergencia la instalación utiliza una piscina ubicada en la parte superior, otra piscina que funciona mediante la actuación de la gravedad y una tercera piscina de recogida del vapor para ser condensado. En la siguiente figura se puede ver la comparación de los dos diseños, siendo ambos totalmente válidos.

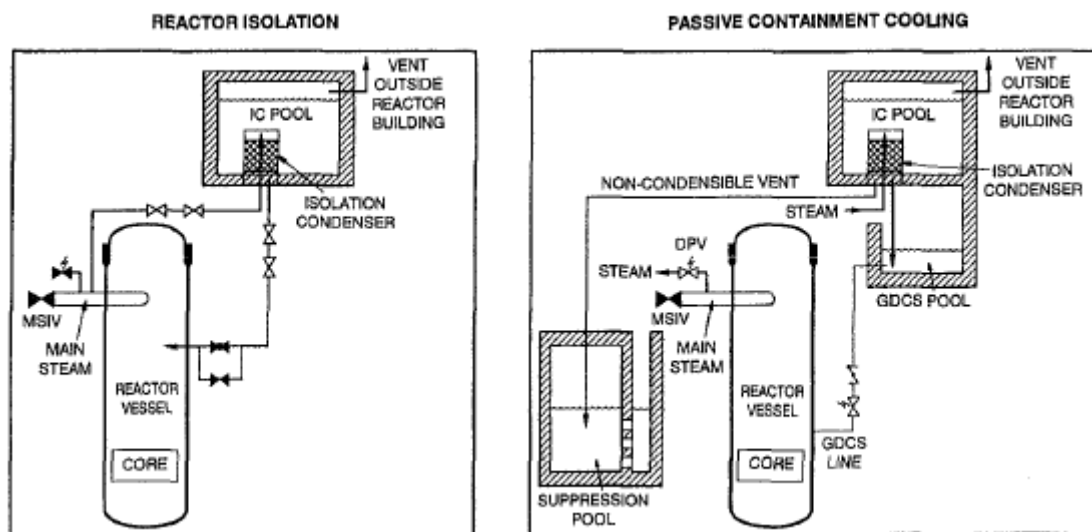


Figura 3.40. Sistema de emergencia antes pérdidas de refrigerante en SBWR.

Una vez condensada toda el agua, el sistema la devuelve al reactor. La principal ventaja de este sistema es que no se necesitan válvulas durante el proceso.

Para una emergencia como una pérdida de refrigerante en el sistema, el núcleo del reactor está provisto de un sistema pasivo de refrigeración mediante gravedad como el mostrado en la figura 3.40. La despresurización del reactor ocurre utilizando seis válvulas de despresurizado en las líneas principales del vapor para descargar la mezcla entre agua y vapor creada en la instalación hacia la piscina de la parte inferior. Una vez se ha reducido la presión, la gravedad hace que un flujo de refrigerante caiga hacia el núcleo del reactor para extraer el calor producido durante la fisión a pesar de que el reactor ya no

esté en funcionamiento. Durante esta emergencia, el edificio de contención está provisto de sistemas de refrigeración para disminuir la temperatura del aire de contención. Las piscinas del reactor están dimensionadas para aproximadamente unos tres días de capacidad, pudiendo añadir agua adicional para mantener la refrigeración del sistema.

Estas características del diseño pasivo del reactor tienen como consecuencia el uso de menos y más simples componentes en la instalación. Se simplifica así el diseño respecto al diseño convencional disminuyendo la cantidad de equipos utilizados.

En la siguiente tabla se muestran las características generales de funcionamiento de una instalación de este tipo.

Plant	
Net output	~650 MWe
Gross reactor thermal power	2,000 MWt
Main steam flow	8.57×10^6 lb/h ($3,890 \times 10^3$ kg/h)
Turbine configuration	TC 2F - 52 in. last stage blade
Reheat stages	0
Design life	60 years
Pressure vessel	
Inner diameter	19.7 ft (6 m)
Height	80.21 ft (24.45 m)
Natural recirculation flow	5.2×10^7 lb/h (2.4×10^6 kg/h)
Reactor core	
Active fuel length	9.0 ft (2.7 m)
Equivalent core diameter	15.5 ft (4.7 m)
Power density	42.0 kW/L
Fuel assemblies	732 (8 × 8 type)
Fuel material	Enriched UO ₂
Cladding material	Zircaloy 2
Control	
Control rod/drives	177
Neutron absorber	B ₄ C
Control rod form	Cruciform
Control rod drive	Electrohydraulic fine-motion
Containment	
Type	Pressure suppression
Configuration	Cylindrical reinforced concrete

Tabla 3.6. Parámetros característicos de una instalación con reactor SBWR.

3.4.2.3. Reactor modular de helio con turbina de gas.

El reactor GT-MHR (Gas Turbine-Modular Helium Reactor) representa la línea avanzada de los reactores de alta temperatura refrigerados por gas o HTGR ya descritos, siendo este modelo una versión más pequeña y simple del mismo diseño debido a su carácter evolucionista respecto a los elementos pasivos de la instalación. El sistema consiste en cuatro módulos idénticos que generan cada uno una potencia térmica entre 550 y 600 MW. Cada módulo está conectado a una turbina de gas y su generador, cuya capacidad eléctrica no supera los 300 MW de potencia.

Los reactores convencionales de este diseño, los GCR, transfieren el calor al vapor del ciclo mediante un generador de vapor. Este vapor forma parte de un ciclo de potencia de Rankine que con una turbina de vapor produce electricidad. Este reactor se diferencia de los reactores los diseños anteriores en que usa helio gaseoso como refrigerante para activar una turbina, de manera similar al ciclo de Brayton.

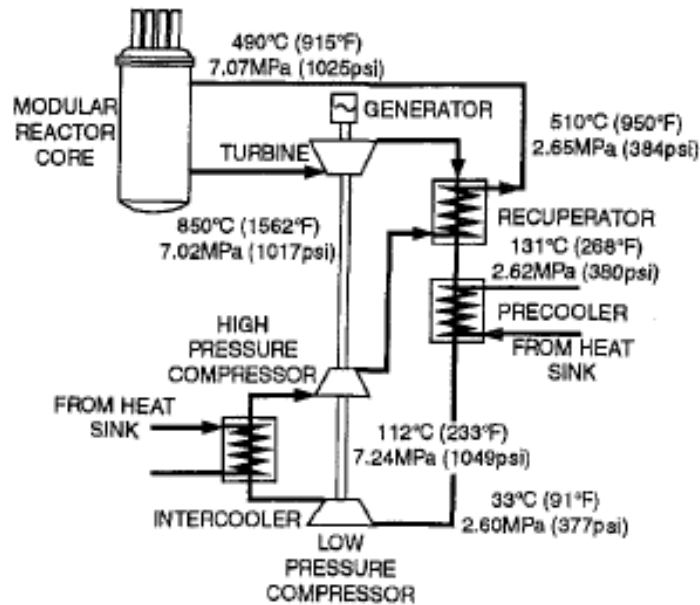


Figura 3.41. Diagrama de flujo de un reactor tipo GT-MHR.

La figura 3.41. muestra un diagrama de flujo simplificado de un reactor de este tipo. Cada unidad del reactor está contenida en el interior de tres depósitos de presión de acero: la vasija del reactor, una vasija de conversión de potencia y una vasija conectada en cruz. Estos tres depósitos están localizados en un silo de hormigón, que sirve como estructura de contención de baja presión. La vasija de presión de acero del reactor tipo GT-MHR contiene el núcleo del reactor, los apoyos de su sustentación, las barras de control, el sistema de refrigeración y parada del núcleo y los accesos para la reubicación del combustible. La vasija de conversión de potencia contiene la turbina de gas como turbomáquina térmica, tres intercambiadores de calor, un recuperador de alta eficiencia, un refrigerador intermedio y un precalentador.

El helio que actúa como refrigerante dentro del reactor entra desde la parte superior del núcleo y lo atraviesa extrayendo el calor producido durante la fisión. Es entonces cuando pasa a través de la parte baja del reactor y fluye a través de la vasija coaxial conectada en cruz. Este helio caliente tras adquirir el calor a su paso por el núcleo es entonces expandido en la turbina produciendo electricidad de cara al consumo eléctrico y para el consumo del compresor de la turbina de gas. El gas inerte tras dejar la turbina pasa por el recuperador y el precalentador, para ser comprimido y recorrer de nuevo el recuperador y terminar el ciclo cerrado en el reactor a través del anillo exterior de la tercera vasija de presión.

Plant data	
Plant type	Gas turbine coupled with helium reactor
Constructor type	Modular
Reactor type	MHR
Core geometry	Annular
Fuel element type	Prismatic block
Power conversion system	Direct cycle helium gas turbine
Core thermal rating, MWt	Up to 600
Modular power output, MWe	Up to 286
Net efficiency, %	47.6
Thermal data	
Thermodynamic cycle	Recuperated/intercooled
Turbine inlet temperature, °C (°F)	850 (1,562)
Turbine inlet pressure, MPa (psia)	7.0 (1,017)
Compressor pressure ratio	2.8
Compressor efficiency, %	90
Turbine efficiency, %	92
Recuperator effectiveness, %	95
System pressure loss ($\Delta P/P$), %	6
Component design features	
Turbomachine	Single-shaft rotor
Compressor type (stages)	Multistage axial flow (11/15)
Turbine type (stages)	Multistage axial flow (9)
Generator type	Asynchronous 50/60 Hz
Bearing type	Active magnetic bearings
Recuperator type	Compact plate-fin modules
Precooler/intercooler type	Helical bundle
Pressure vessel(s)	Vertical steel vessels
Plant status	
Design status	Conceptual
Technology status	State-of-the-art
Deployment	Approximately 2005

Tabla 3.7. Tabla con características del ciclo del reactor GT-MHR.

El núcleo del reactor contiene un gran número de bloques de geometría prismática colocados en columnas en una disposición anular. El helio que actúa como refrigerante fluye a través de los agujeros que hay dentro de los bloques del núcleo. El centro y la parte más externa de esta disposición anular consisten en bloques reflectores de grafito sin combustible, manteniendo las barras de combustible en los agujeros intermedios. Los ensamblados de combustible mantienen un espaciado determinado entre el núcleo y la vasija del reactor para el paso del helio refrigerante hacia la parte superior. La vasija del reactor, construida con un material que resiste altas temperaturas (una aleación de cromo-molibdeno-vanadio), no se encuentra aislada.

El intercambiador de calor y el sistema de circulación que se encargan de refrigerar el reactor en caso de parada están situados en la parte baja del núcleo. El intercambiador de calor consta de tubos verticales funcionando con flujo cruzado mientras que el sistema de circulación funciona con un compresor radial de un único escalonamiento mediante un motor eléctrico.

El combustible está formado por dos tipos de partículas. Las partículas físi­les contienen aproximadamente un 20% de uranio enriquecido y el resto es uranio natural formando oxocarburos. Cada molécula de combustible consiste en un grano recubierto con una capa porosa de grafito como amortiguador seguido de tres sucesivas capas de carbón pirolítico, carburo de silicio y carbón pirolítico de nuevo. Esta especial configuración se lleva a cabo para prevenir emisión de radionúclidos incluso a temperaturas más altas de las que se han dado en algunos accidentes. Con este funcionamiento, se tiene una duración del combustible antes de su sustitución de unos 16 a 18 meses.

En cuanto a las barras de control, estas entran por la parte alta del reactor en sus respectivos agujeros realizados en el núcleo. Las barras de control sirven una vez más para regular la potencia del reactor, para el arranque y la parada del mismo. Aparte, existe un sistema de parada auxiliar mediante el uso de pellets con partículas de boro que funcionan como absorbente de los neutrones de la reacción.

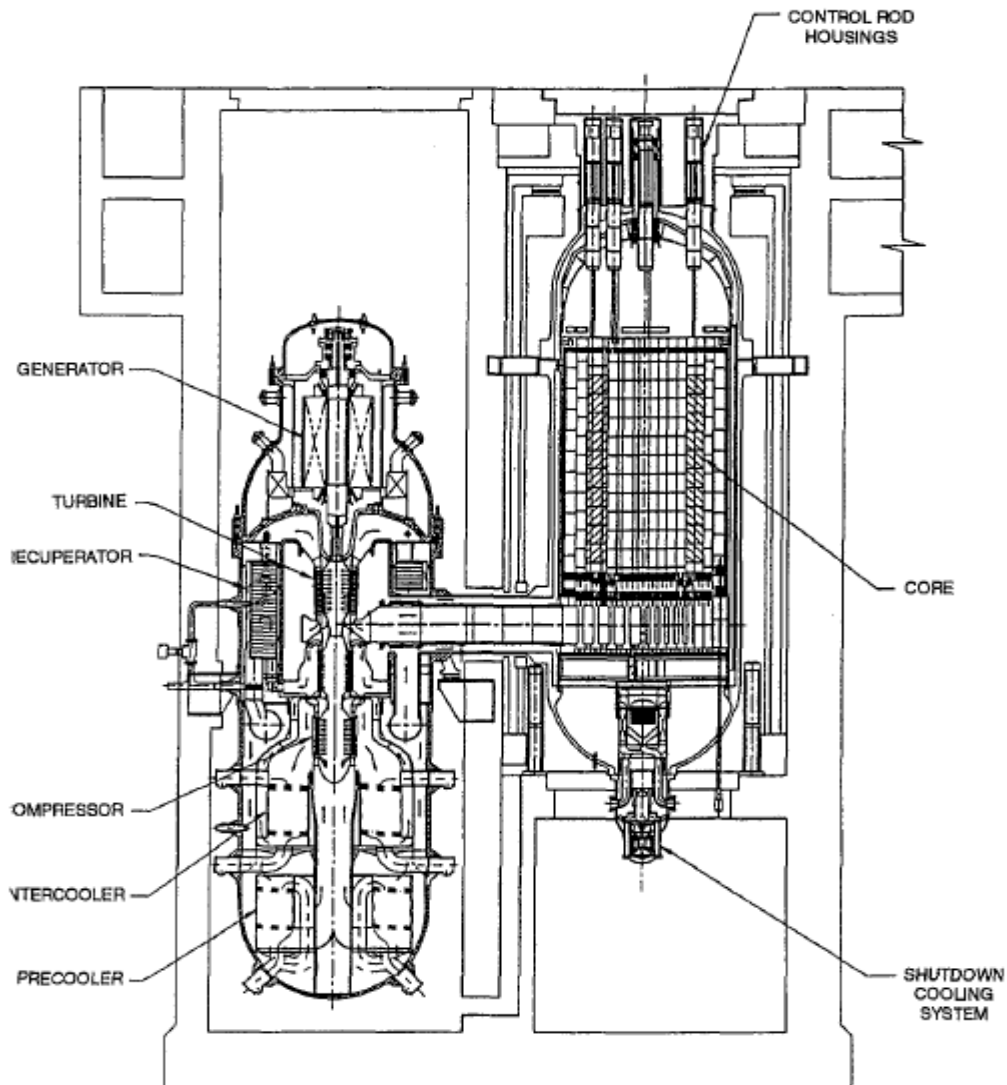


Figura 3.42. Vasija de presión de un reactor GT-MHR.

Cada unidad de un GT-MHR consiste en un reactor interconectado a los demás y un sistema modular de conversión colocado en un cilindro vertical como se muestra en la figura anterior. Cada silo es independiente de los demás, estando colocado cada uno en un depósito de contención propio.

Este diseño de reactor tiene varias características únicas respecto a los reactores que funcionan con agua ligera. La gran cantidad de grafito existente en el núcleo produce pocos cambios de temperatura en el combustible incluso si una pérdida de refrigerante se produjera. El grafito tiene una gran capacidad calorífica y es compatible con el combustible. Al ser una de las formas de más calidad del carbono, tiene una gran fuerza estructural para soportar altas temperaturas como las que se dan en un reactor nuclear. Aparte, el helio refrigerante es inerte y no reacciona con los componentes del núcleo del reactor y sus isótopos radiactivos tienen una vida muy corta.

El uso de un ciclo Brayton de potencia en esta planta hace que se alcancen rendimientos térmicos de aproximadamente el 47%, lo cual es muy alto para una planta de potencia nuclear. Por ello, se sigue desarrollando la investigación en este diseño con unas grandes esperanzas puestas en el mismo.

Su principal inconveniente son las altas temperaturas alcanzadas por el combustible nuclear, ya que cuando se superan los 2000°C las capas que envuelven al material combustible se descomponen dando lugar a inestabilidades en el reactor. También existe controversia sobre la posibilidad de adición de un edificio de contención que envuelva al reactor, aunque no de tanta calidad como en los reactores de agua ligera para proteger de posibles fugas al ambiente.

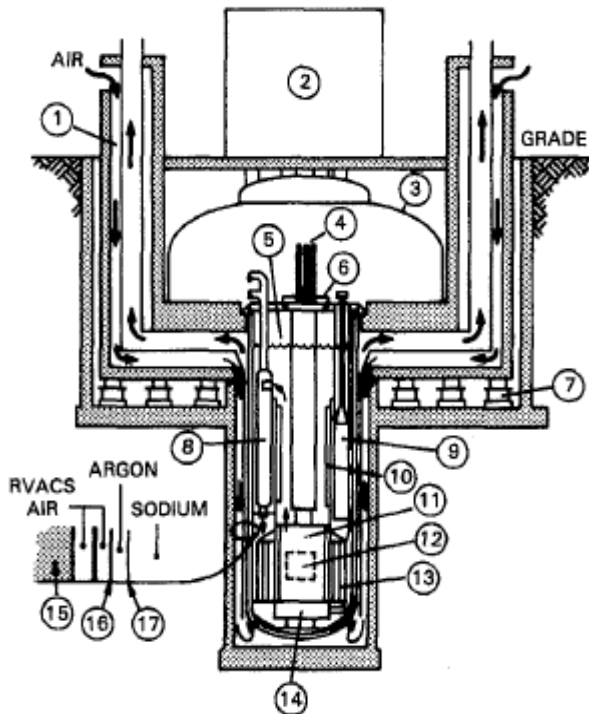
3.4.2.4. Reactor avanzado con metal líquido.

Los reactores de tipo ALMR (“Advanced liquid metal reactor”) se basan en los elementos pasivos de seguridad de la central y en técnicas como la construcción modular para alcanzar simplicidad en los diseños y sobre todo viabilidad económica durante el funcionamiento de la central.

El diseño comercial que se espera consiste en tres bloques idénticos de unos 465 MW cada uno para una potencia eléctrica total de casi 1400 MW. Cada uno de estos bloques tiene su propio generador, trabajando en paralelo con los otros dos de cara a la producción de potencia.

El reactor ALMR reproduce Pu_{94}^{239} durante unos 50 años doblando así la capacidad de la planta a lo largo del tiempo. Aparte, el diseño se caracteriza por ser capaz de reprocessar el combustible gastado y fabricar así plutonio y uranio enriquecido. Una de las principales ventajas de cara a la gestión de residuos de larga actividad es que este tipo de reactores fisionaría estos elementos en el reactor acortando así su período de semidesintegración, lo cual es una gran esperanza de cara al futuro de la gestión de residuos nucleares.

Este reactor nuclear es el modelo avanzado del reactor reproductor con diseño en piscina visto en el apartado 3.3.6.1. Uno de los tres módulos de la planta con su reactor se puede ver en la siguiente figura.



- 1 REACTOR VESSEL AUXILIARY COOLING SYSTEM (RVACS)
- 2 PORTABLE REFUELING ENCLOSURE
- 3 CONTAINMENT DOME
- 4 CONTROL DRIVES (6)
- 5 HELIUM COVER GAS (1 ATM)
- 6 ROTATABLE PLUG
- 7 SEISMIC ISOLATORS
- 8 INTERMEDIATE HEAT EXCHANGERS (2)
- 9 PRIMARY EM PUMP (4)
- 10 SPENT FUEL STORAGE (1 CYCLE)
- 11 REACTOR CORE
- 12 METAL FUEL (OXIDE ALTERNATIVE)
- 13 RADIAL SHIELDING
- 14 HIGH PRESSURE PLENUM
- 15 SILO
- 16 CONTAINMENT VESSEL
- 17 REACTOR VESSEL

Figura 3.43. Módulo de un reactor ALMR.

La vasija que contiene al reactor también aloja dos intercambiadores de calor intermedios y cuatro bombas electromagnéticas que impulsan el sodio. Todo el sistema está sumergido en una piscina de sodio líquido con una cubierta de helio gaseoso. Los dos intercambiadores de calor están fabricados en acero inoxidable suministrando sodio al generador de vapor. Allí se produce el vapor que forma parte del ciclo de potencia a unos 66 bar de presión, siendo el balance a realizar similar a una planta convencional de potencia. Sin embargo, el sistema de recirculación consiste en una bomba de recirculación y un calderín de vapor que es añadido al ciclo al que llega agua de alimentación impulsada mediante bombas. En este calderín se produce la mezcla de agua

El reactor mantiene una forma cilíndrica con dos anillos hexagonales que contienen los ensamblados de combustible alrededor de cada uno de estos anillos. El núcleo se dispone con un anillo central que contiene una manta de U_{238} donde impactan los neutrones de la reacción produciendo así plutonio al igual que en los BR. Los anillos se disponen concéntricamente en el núcleo del reactor formando 42 ensamblados de combustible, 24 mantas ensambladas en el interior y 33 mantas ensambladas de forma radial. Cada uno de estos ensamblados de combustible contiene una serie de agujas alojadas en forma de alambre. Cada una de estas agujas está compuesta de un combustible formado por un 63% de uranio-238, un 27% de plutonio-239 y un 10% de circonio formando un óxido de todos estos metales.

El revestimiento está fabricado en acero inoxidable, elegido para resistir los 20 meses de funcionamiento de la planta hasta que se hace el recambio de combustible. Un tercio del total del combustible y un cuarto de la manta envolvente son sustituidos en cada parada. La manta que envuelve al núcleo está mayoritariamente compuesta por el isótopo 238 del uranio y hecha con el mismo acero con el que se fabrica el revestimiento.

y vapor, separando así la mezcla bifásica recirculando el agua y enviando el vapor hacia el circuito secundario de la planta haciéndolo pasar por separadores de humedad y secadores. En la siguiente figura se muestra un esquema de una planta de este tipo.

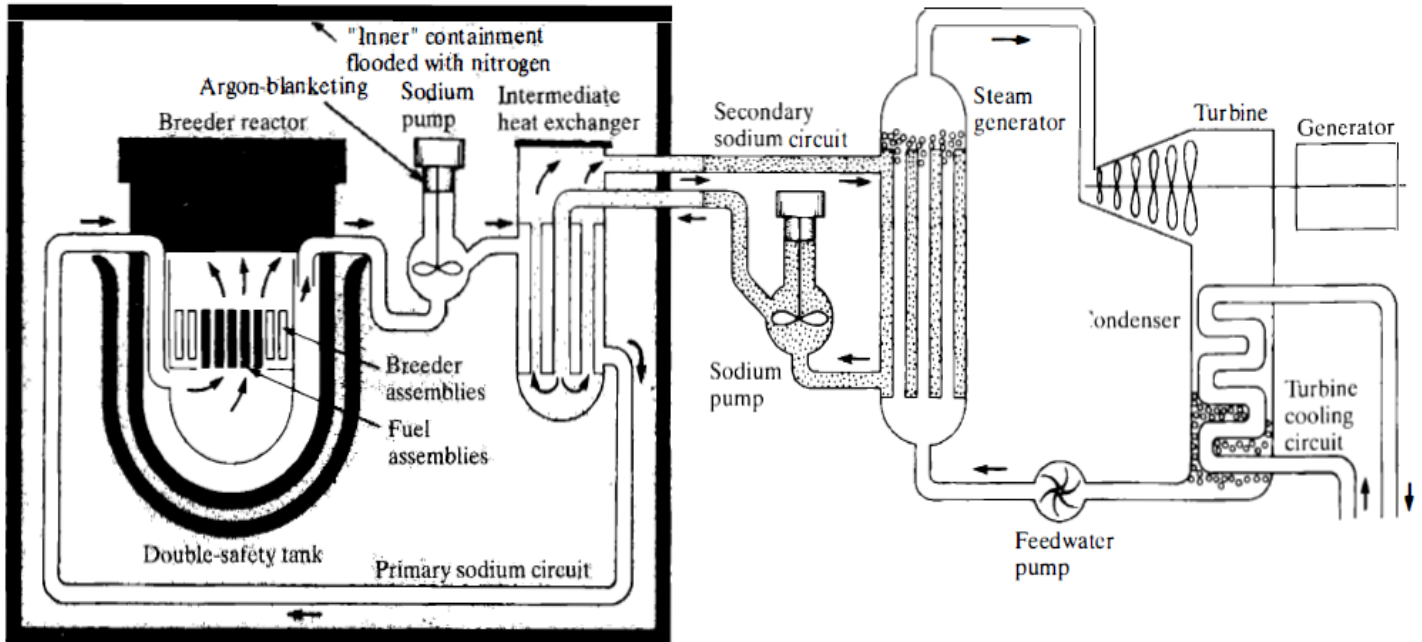


Figura 3.44. Esquema de una planta de potencia nuclear con reactor ALMR.

Como se puede observar en la figura, la vasija del reactor está alojada en un edificio de contención. El espacio que queda entre la vasija y el edificio es rellenado con argón o incluso con nitrógeno (gases inertes) a presión mayor que la existente en el reactor sumergido en sodio. Así se evitan las fugas de sodio en el reactor.

Aparte de este sistema de seguridad, existen unas válvulas de aislamiento en el intercambiador de calor que enlaza el circuito primario con el secundario que sirven como barrera final en las emisiones al exterior.

En el caso de que el ciclo de vapor no se encuentre disponible por un aumento descontrolado del calor en el núcleo, se usa un sistema de refrigeración auxiliar. Este sistema protege directamente al generador de vapor del circuito secundario mediante una circulación forzada utilizando el aire de la atmósfera. Si la convección forzada no funciona, la convección natural también puede ser utilizada. En el caso de que el intercambiador de calor intermedio no responda debidamente debido a, por ejemplo, un fallo en una bomba de sodio, el diseño pasivo de la vasija del reactor para la refrigeración está disponible. Este sistema extrae el calor del núcleo mediante convección natural con aire atmosférico que se encuentra alrededor del edificio de contención manteniendo así la temperatura del sodio dentro de unos márgenes adecuados.

El principal interés de estas plantas de potencia es la disminución de la vida de los residuos de larga actividad como se ha mencionado antes. A pesar de ello, aún se

necesitan muchas pruebas de fiabilidad y seguridad de este tipo de reactores para llevar a cabo su comercialización.

Finalmente, en la siguiente tabla se pueden ver las características más significativas de un reactor ALMR mostrando uno de los tres módulos de la planta.

Number of reactors per power block	3
Net output per power block	465 MWe
Number of power blocks/net output	3/1,395 MWe
Reactor thermal power	471 MWe
Reactor sodium temperature	
Inlet	640° F (338° C)
Outlet	905° F (485° C)
Secondary loop	
Sodium inlet temperature to intermediate heat exchanger	540° F (282° C)
Sodium outlet temperature to intermediate heat exchanger	830° F (443° C)
Steam generator temperature—turbine inlet	539° F (282° C)
Steam generator pressure—turbine inlet	955 psi (6.6 MPa)
Reactor module dimensions	
Height	60 ft (18.3 m)
Diameter	20 ft (6 m)
Reactor fuel type	U–Pu–Zr metal
Refueling period	18 months
Compound system doubling time for breeding Pu (reference/capability)	100 years/50 years

Tabla 3.8. Tabla de parámetros característicos de un reactor ALMR.

3.5. Reactores de cuarta generación.

Actualmente, los reactores nucleares de cuarta generación sólo se encuentran en desarrollo e investigación. De hecho, su comercialización no se espera antes del año 2025 o incluso 2030 debido en parte a las grandes inversiones que se tienen que llevar a cabo. Quizás se pueda poner en funcionamiento algunos de estos reactores en los próximos años como es el caso del VHTR, que se estudiará a continuación.

El objetivo de esta tecnología futura es una mejora de la seguridad nuclear minimizando cualquier riesgo posible, un desarrollo completo de la no proliferación de combustibles y armas nucleares, la minimización de los residuos nucleares de larga actividad producidos durante la fisión, la disminución de los costes de operación de la planta, etc. Se espera que todo ello tenga como consecuencia la aceptación definitiva de estas plantas de potencia por parte de la población para transmitir que la tecnología nuclear es una fuente de energía completamente segura.

En la siguiente tabla se resumen las características térmicas de los reactores de cuarta generación principales. Clasificados en reactores térmicos y reactores rápidos, se espera que el funcionamiento de estos reactores comience a partir del año 2030.

Reactor Characteristic	VHTR	SCWR	GFR	SFR	LFR	MSR
Neutron spectrum	Thermal	Either	Fast	Fast	Fast	Thermal
Coolant	Helium	Water	Helium	Sodium	Pb or PbBi	
Moderator	Graphite	Water ^a	None	None	None	Graphite
Recycle?	No	If fast	Yes	Yes	Yes	Online
Monolithic size (MWt)	NA	3860	NA		3600	
Monolithic size (MWe)	NA	1700	NA	≈ 1500	1200	1000
Mid-size or Modular (MWt)	600	NA	600		120–400	NA
Mid-size or Modular (MWe)		NA	288	150–500	50–150	NA
Burnup (GWd/t)	150–200	45	250	150–200	100–150	
Temperature out (°C)	1000	550	850	550	550–800	700–850
Electricity production?	Possible	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes
Hydrogen production?	Primary	No	Yes	No	At 800°C	At 850°C

Tabla 3.9. Características principales de reactores de IV generación.

3.5.1. Reactores térmicos.

Estos reactores se caracterizan por trabajar con neutrones térmicos que, como ya se ha mencionado varias veces a lo largo del documento, son neutrones con baja energía que fisionan elementos como el isótopo 235 del uranio. Mantienen la reacción controlada mediante el uso de sustancias moderadoras que frenan los neutrones rápidos que aparecen como consecuencia de la fisión nuclear.

Los reactores térmicos cuyas características se desarrollan a continuación son el VHTR, el SCWR y el MSR.

3.5.1.1. Reactor de muy alta temperatura.

El reactor VHTR (“Very high temperature reactor”) funciona utilizando grafito como moderador de la reacción y helio gaseoso como refrigerante. Como su nombre indica, la característica principal de este modelo es que es capaz de alcanzar muy altas temperaturas. Esto lo hace muy interesante para una gran variedad de aplicaciones entre las que se destaca una sobre los demás reactores, la producción de hidrógeno. Aparte, este reactor también puede ser usado en la producción de electricidad con un alto rendimiento térmico por lo que puede ser desarrollado enfocando uno o ambos propósitos.

En la siguiente imagen se ve un esquema de este diseño en el que se incluye una instalación dedicada a la producción de H₂.

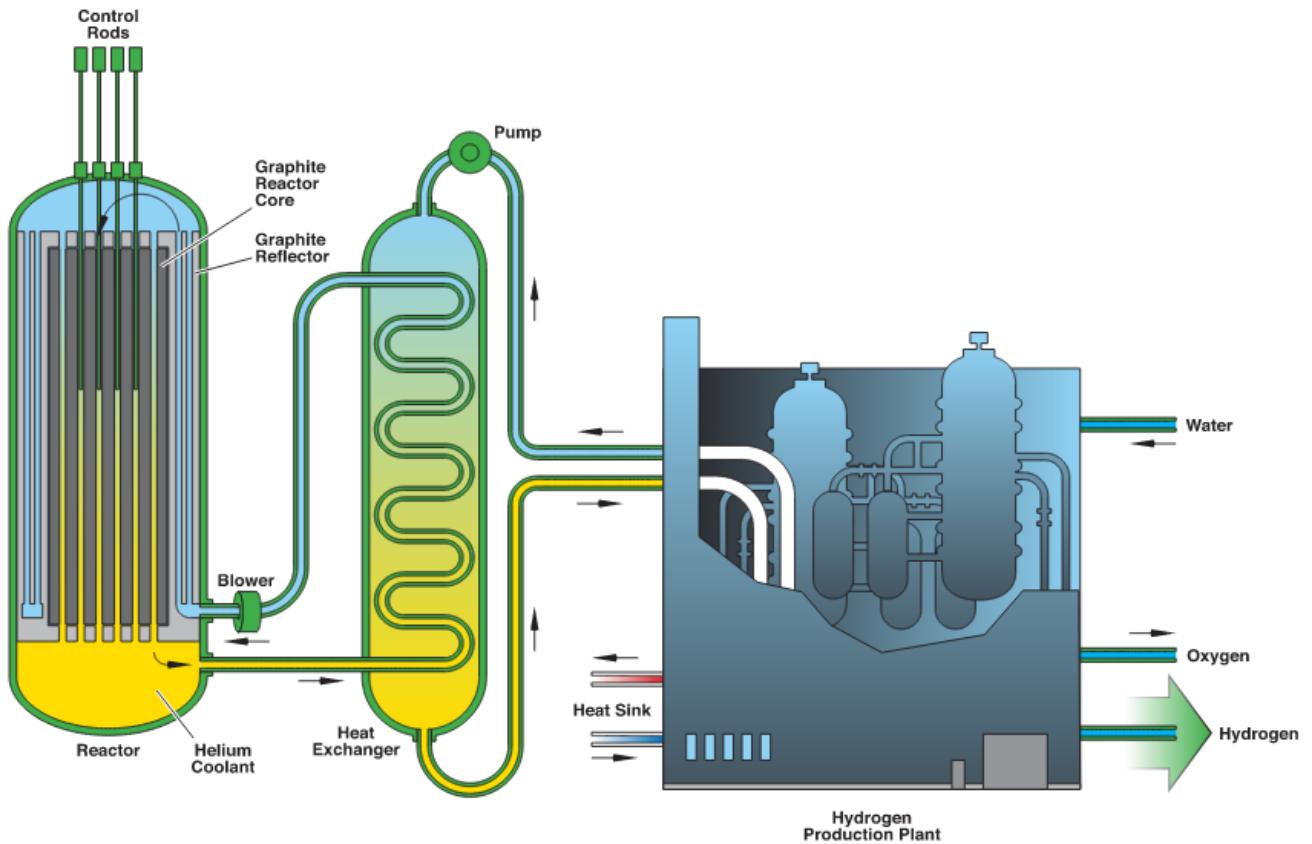


Figura 3.45. Esquema de un reactor VHTR para producción de hidrógeno.

En este diseño, que es modular, el helio gaseoso ya caliente se mueve atravesando la vasija del reactor en dirección a un intercambiador de calor donde cede su energía a un fluido que bien puede ser helio de nuevo o sales fundidas.

El hecho de alcanzar temperaturas tan altas en este tipo de reactores implica el desarrollo de unos materiales especiales para el diseño en algunas zonas del reactor. Por ejemplo, el revestimiento de las barras de combustible podría estar hecho en carburo de circonio para aguantar estas condiciones de temperatura tan altas. El combustible utilizado sería U₂₃₅ ligeramente enriquecido introducido en estas barras.

El gas caliente saldría del núcleo hacia el intercambiador de calor a temperaturas de al menos 1000°C, trabajando así el combustible también a muy altas temperaturas. La temperatura de la vasija del reactor alcanzaría alrededor de unos 450°C, considerablemente más alta que en reactores de agua ligera o incluso de alta temperatura (unos 300°C en reactores LWR y unos 400°C en el tipo HTGR). Aparte de realizar un estudio acerca de los materiales empleados en la construcción de la vasija de presión y otros componentes del reactor, habría que determinar su estabilidad a lo largo del tiempo bajo condiciones de alta temperatura y radiación para llevar a cabo la comercialización de este diseño.

3.5.1.2. Reactor refrigerado por agua supercrítica.

Este modelo consiste en un desarrollo de los reactores de agua ligera. El reactor SCWR (“Supercritical-Water-Cooled Reactor”) opera a unas condiciones de temperatura tan altas que hacen que el agua entre en su estado supercrítico por lo que esta instalación funciona con el fluido sin que se produzcan cambios de fase con hasta un 10% más de rendimiento térmico que los LWR. Por lo tanto, no se necesita un generador de vapor como el utilizado en los diseños PWR ni un sistema de recirculación como en los diseños BWR, simplificando así el diseño.

De esta manera, la presión en el sistema es aproximadamente 250 bar entrando el refrigerante a la vasija del reactor a unos 280°C y saliendo a unos 515°C. En estas condiciones de temperatura y presión, la energía por unidad másica de fluido es muy alta por lo que las turbinas pueden funcionar un menor gasto másico que en diseños anteriores y además las bombas y el sistema de tuberías pueden tener un diámetro más pequeño. Al ser un reactor más compacto, el edificio de contención también puede ser reducido.

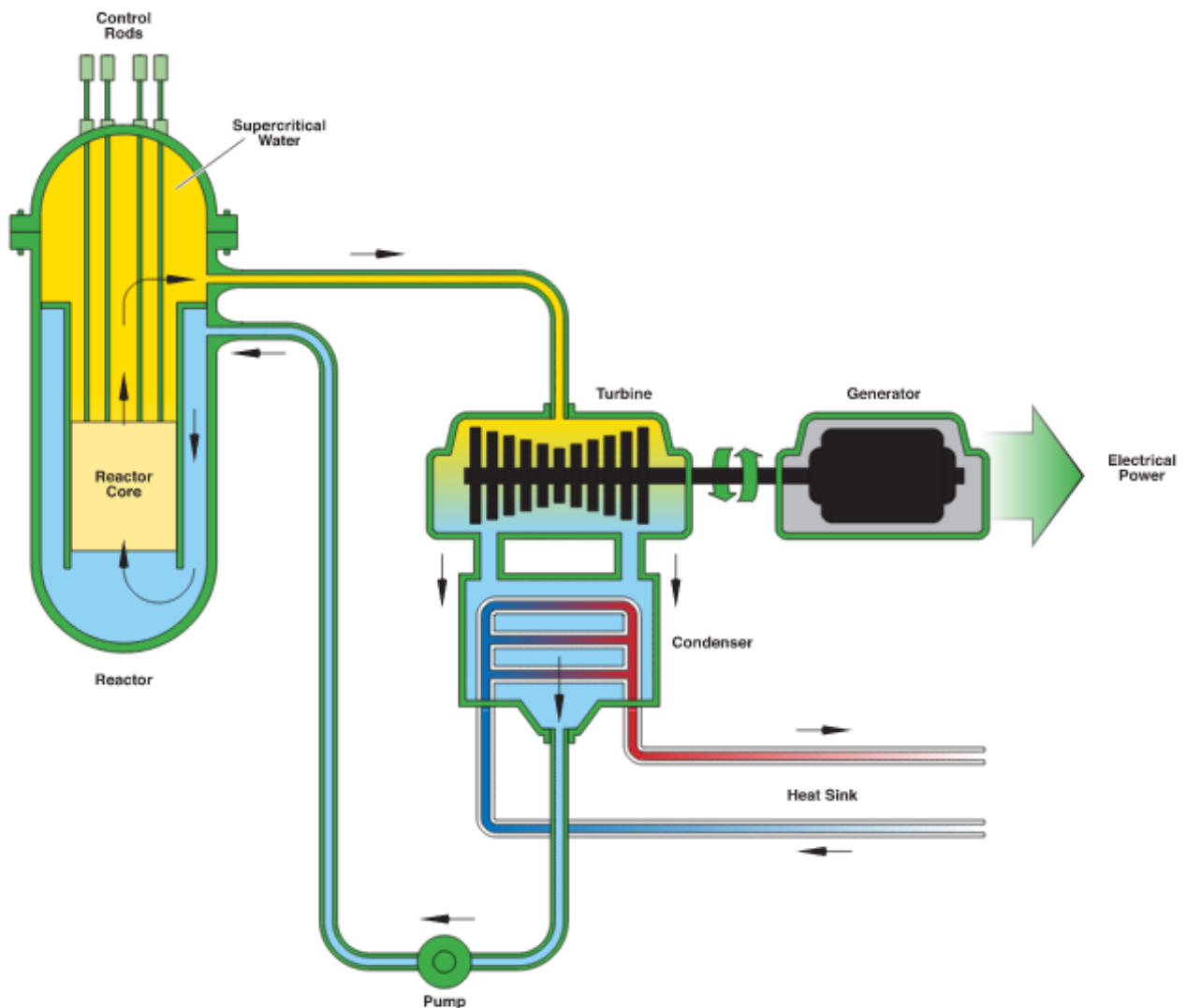


Figura 3.46. Esquema de una planta tipo SCWR.

Estas ventajas que hacen que se produzca una significativa reducción del coste de la planta incentivan el desarrollo de este tipo de reactores. Aun así, como ocurre en los reactores VTHR, se deben desarrollar y probar materiales adecuados para llevar a cabo estos diseños. En este caso se tiene como fluido agua en estado supercrítico que es muy corrosiva y, aparte, estos materiales tendrán que soportar altas cantidades de radiación durante el funcionamiento de la planta. Algunos de estos problemas ya han sido resueltos para plantas de combustible fósil supercríticas pero aún hay que probar su funcionamiento en reactores nucleares donde la radiactividad es clave en el diseño.

Por último, un punto clave en el diseño de estos reactores SCWR será la elección de trabajar con neutrones térmicos o rápidos en el interior del núcleo. Es posible tener un reactor rápido que funcione refrigerado con agua, ya que la cantidad de agua en el reactor es relativamente pequeña y la moderación es menos efectiva con agua supercrítica que con el agua ligera utilizada en un diseño LWR convencional. Si se desea un funcionamiento con neutrones térmicos, se deberá añadir más agua en el reactor para aumentar la moderación.

3.5.1.3. Reactor de sales fundidas.

El reactor de sales fundidas o MSR (“Molten salt reactor”) funciona utilizando grafito como moderador de los neutrones de la fisión y sales fundidas en estado líquido como refrigerante. En esta tecnología de reactores el combustible nuclear se encuentra en estado líquido disperso en el refrigerante.

Entre las ventajas principales de este diseño se destaca que no hay necesidad de fabricación del combustible reduciendo así los costes de su ciclo, que el combustible tiene una composición homogénea que permite la adición de materiales físi les permitiendo así una gran flexibilidad en el ciclo de vida del fuel (esto hace posible la creación de un ciclo reproductor a pesar del uso de neutrones térmicos), las altas temperaturas de trabajo en el núcleo, la utilización de una menor masa de combustible en el reactor, etc. En la siguiente tabla se ven recogidas las características fundamentales de un reactor de este tipo.

Thermal electrical power (MW)	125–3600/60–1620
Coolant	LBE–pure lead
Convection	Forced–natural
Fuel	Nitride fuel
Fuel cladding	Ceramic
Breeder ratio	1.0
Outlet core temperature (°C)	800
Thermodynamic cycle	S–CO ₂ Brayton
Net electrical efficiency (%)	45
By–products	Production of hydrogen and desalinized water
Economics	Medium

Tabla 3.10. Características principales de un MSR.

Los reactores de sales fundidas tienen una alta estabilidad térmica cuando trabajan a altas temperaturas (sobre 800°C), ya que estas sales tienen un alto calor específico sin la necesidad de incluir una presurización del sistema y además no reaccionan ni con agua ni con aire. De manera contraria, estas sales tienen un alto punto de fusión cercano a los 500°C por lo que se necesita un sistema que sea capaz de proporcionar estas condiciones de trabajo. El refrigerante del reactor requiere un tratamiento para la eliminación de lantánidos, gases nobles y metales producidos durante la reacción nuclear por lo que se necesitarán una gran cantidad de equipos auxiliares. Este proceso está en una fase de desarrollo para demostrar la fiabilidad de un reactor de este tipo.

Las sales fundidas utilizadas son corrosivas, y las posibles impurezas y los productos de fisión podrían incrementar esta corrosividad. Para solucionar este problema se estudia la aplicación de una capa de acero con cromo, silicio y aluminio. En cuanto a los materiales utilizados en el circuito primario del MSR, se estudia la utilización de aleaciones de níquel avanzadas. Otros posibles desarrollos del diseño conciernen a las bombas y los intercambiadores de calor de la planta, que operarían en condiciones de muy alta corrosión.

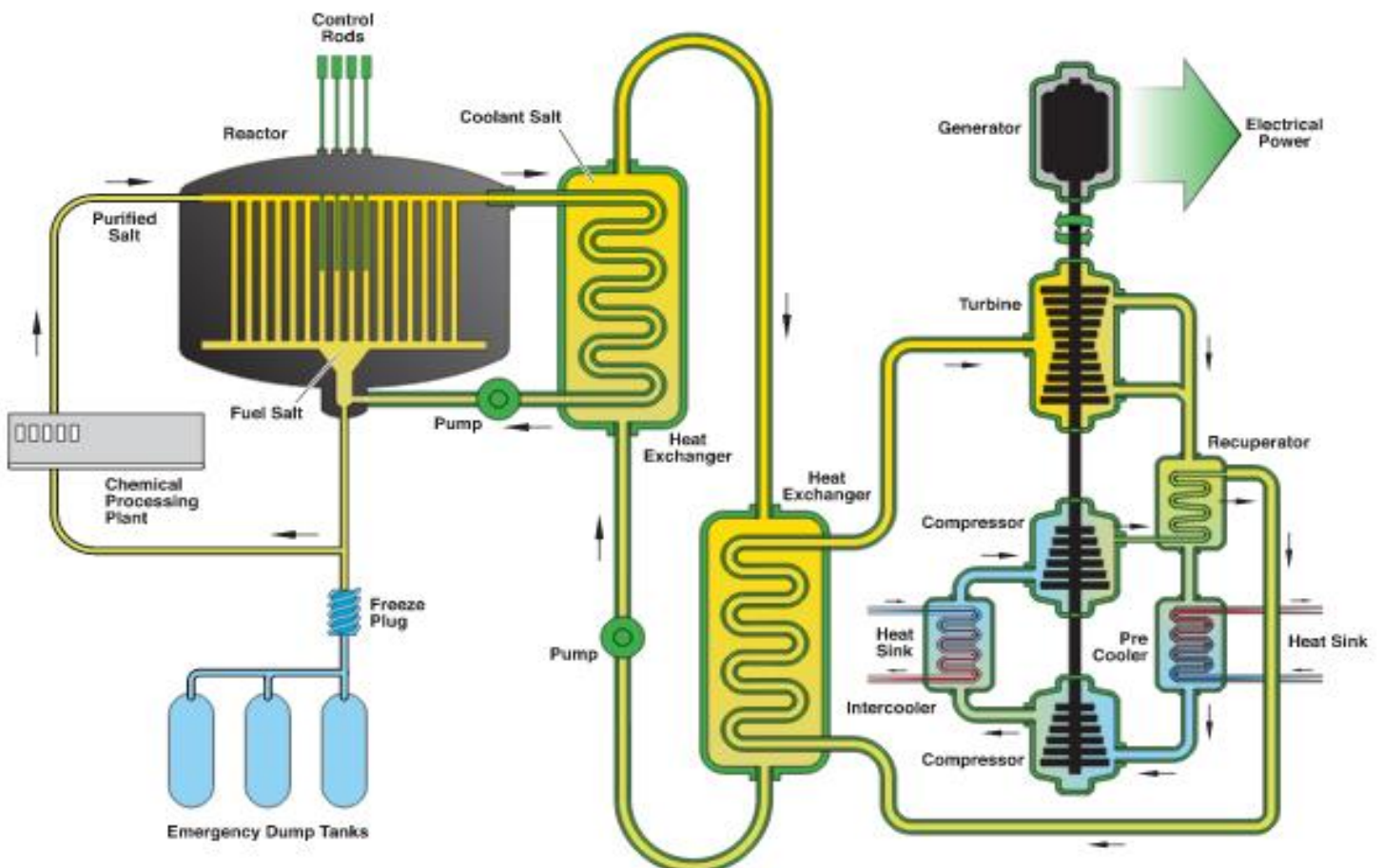


Figura 3.47. Esquema de una planta de IV generación con sales fundidas.

3.5.2. Reactores rápidos.

Dentro de los reactores de cuarta generación, este tipo de reactores son los que funcionan con neutrones rápidos en el reactor. Por lo tanto, realizan la fisión nuclear sin sustancias moderadoras de la reacción.

3.5.2.1. Reactor rápido refrigerado por gas.

El GFR (“Gas-cooled fast reactor”) es un reactor desarrollado para lograr un alto grado de quema del combustible y la destrucción de los actínidos que participan en la reacción en cadena. Tanto el helio como el CO₂ en estado supercrítico pueden ser utilizados en la refrigeración del reactor. En el caso del helio la temperatura de operación del refrigerante sería más alta y se podría llevar a cabo la producción de hidrógeno, mientras que al usar dióxido de carbono se alcanzaría una mayor eficiencia debido a que se requiere una menor energía para la impulsión del refrigerante.

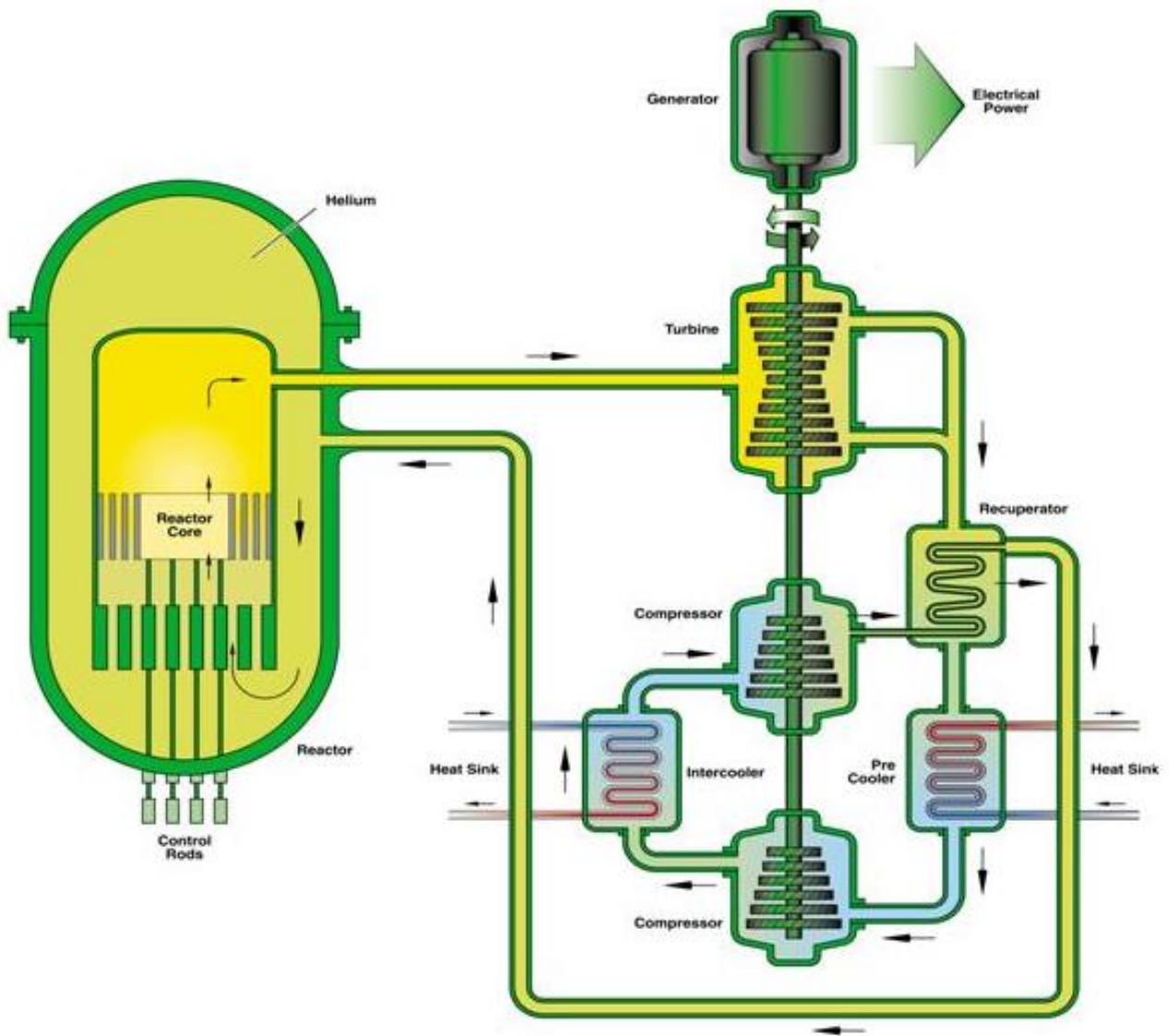


Figura 3.48. Esquema de una planta con un reactor GFR.

Las principales ventajas de este tipo de reactor son:

- Una elevada temperatura alcanzada en el funcionamiento (unos 850°C) que permite un alto rendimiento térmico en el ciclo Brayton para la producción de electricidad e incluso en aplicaciones de cogeneración.
- La gestión de los actínidos para aumentar la eficiencia del ciclo de combustible tratado en la central.

Este GFR es el reactor rápido que alcanza mayores cotas de temperatura. Gracias a ello se queman combustibles con algo de contenido de carbono, introducido en los ensamblados de combustible que se encuentran revestidos de carburo de silicio. Las partes internas del núcleo están expuestas a unas condiciones muy altas de temperatura y radiación que requieren materiales cerámicos para su construcción.

En la actualidad se encuentran en desarrollo dos diseños, de 600 y 2400 MW térmicos respectivamente con unas características parecidas. Económicamente, el diseño de mayor potencia reduce los costes de construcción de la planta al adaptar al modelo una turbina de gas de un reactor GT-MHR en un ciclo de Brayton con helio como se ve en la figura anterior. Esta solución simplifica los sistemas del circuito primario y del secundario, pero reduce la eficiencia eléctrica y reduce las ventajas de cara a otras aplicaciones industriales. En la siguiente tabla quedan recogidas las características principales de uno y otro modelo.

	GFR-600	GFR-2400
Thermal/electrical power (MW)	600/288	2400/1120
Core pressure (MPa)	7	7
COT (°C)	850	850
Thermodynamic cycle	Direct Brayton cycle	Indirect Brayton cycle
Working fluid	Helium	Helium/nitrogen mixture
Net electrical efficiency (%)	48	45
Economics	Medium	

Tabla 3.11. Modelos de GFR en función de la potencia.

3.5.2.2. Reactor rápido refrigerado por sodio.

El reactor de cuarta generación SFR (“Sodium cooled fast reactor”) está refrigerado por sodio y funciona sin moderador, siendo este tipo de reactor rápido el que se encuentra en un estado de investigación más avanzado. La principal ventaja de este diseño está en el incremento del rendimiento de la conversión del U_{238} en plutonio en hasta 50 veces respecto a diseños anteriores.

Este reactor realiza el quemado y la transmutación de los actínidos controlando así la producción de residuos de larga duración a la vez que produce más material combustible del que consume. Dicho combustible sufre una expansión en el caso de que el reactor sufra un calentamiento por encima de lo normal, provocando de esta manera una disminución de la reacción de fisión en cadena deteniendo el proceso. Finalmente,

este proceso requiere que el ciclo de combustible utilizado en estas centrales sea cerrado, para aumentar la seguridad de la planta.

Como ya se sabe, el sodio reacciona muy rápidamente con el agua y con el aire en el rango de temperaturas en el que funciona este reactor por lo que la seguridad y el control es fundamental. Pese a ello, es un buen refrigerante con un gran calor específico y un bajo punto de fusión además de ser menos perjudicial que el plomo utilizado como refrigerante en el reactor que se estudia en el siguiente apartado.

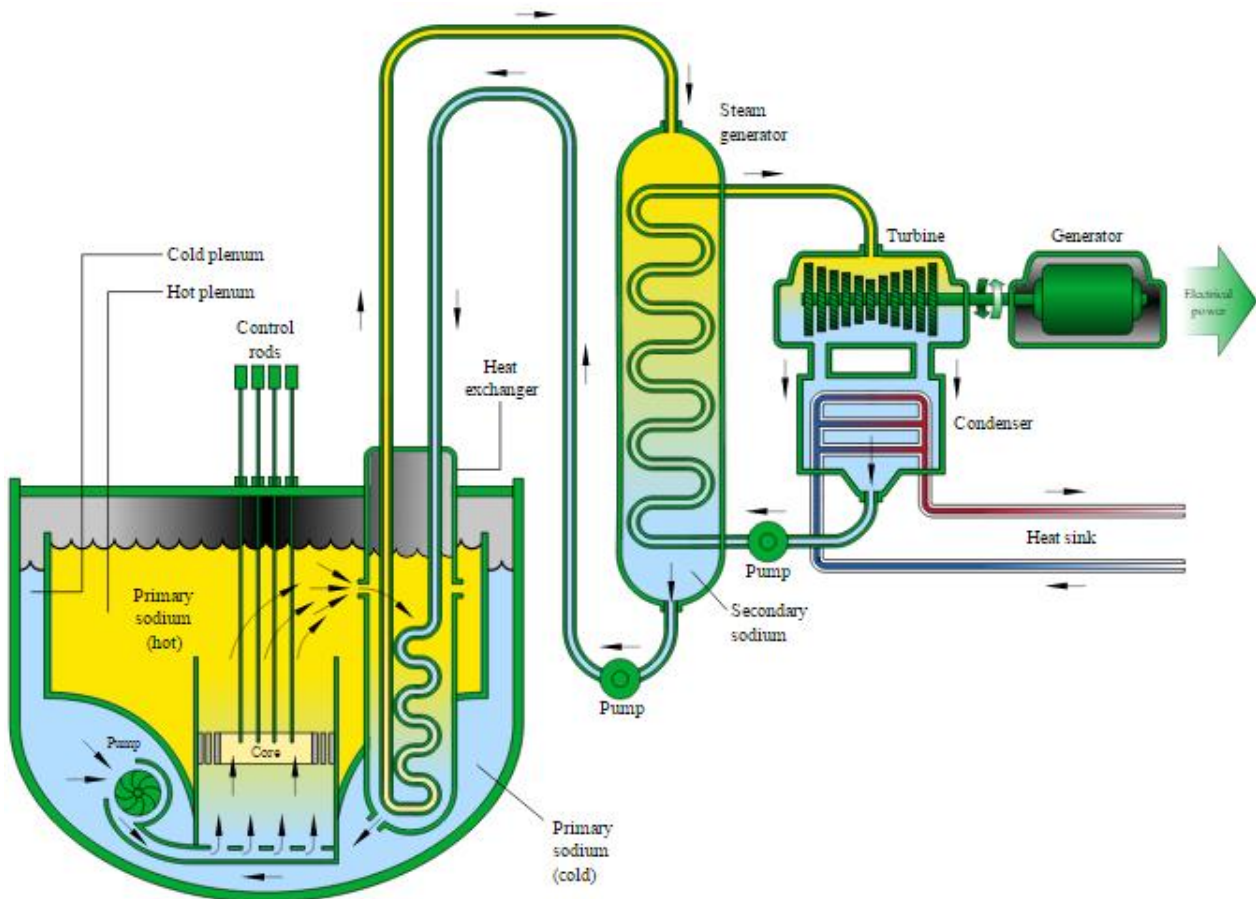


Figura 3.49. Esquema de un reactor rápido de cuarta generación refrigerado por sodio.

Al igual que los reactores reproductores ya estudiados, este reactor SFR puede funcionar tanto en bucle como en piscina. El diseño en piscina está más probado experimentalmente debido a los reactores reproductores (BR), contando con una inercia térmica mayor que puede ser una ventaja en caso de accidente y reduciendo así el riesgo de fugas al mantener el intercambiador de calor en el interior de la piscina. De manera contraria, el diseño en bucle es generalmente más compacto y menos caro así como más sencillo de mantener.

Respecto a su desarrollo, países como Japón, Corea del Sur y EEUU mantienen abiertas líneas de investigación de este tipo de reactor teniendo en cuenta la necesidad e importancia de un ciclo de vida cerrado del combustible con la inversión que eso supone.

3.5.2.3. Reactor rápido refrigerado por plomo.

El reactor nuclear tipo LFR (“Lead cooled fast reactor”) puede estar refrigerado tanto por plomo como por una aleación de plomo y bismuto eutéctico. La función principal de la planta es la producción de electricidad y la gestión de los actínidos resultantes de la fisión nuclear con gran actividad.

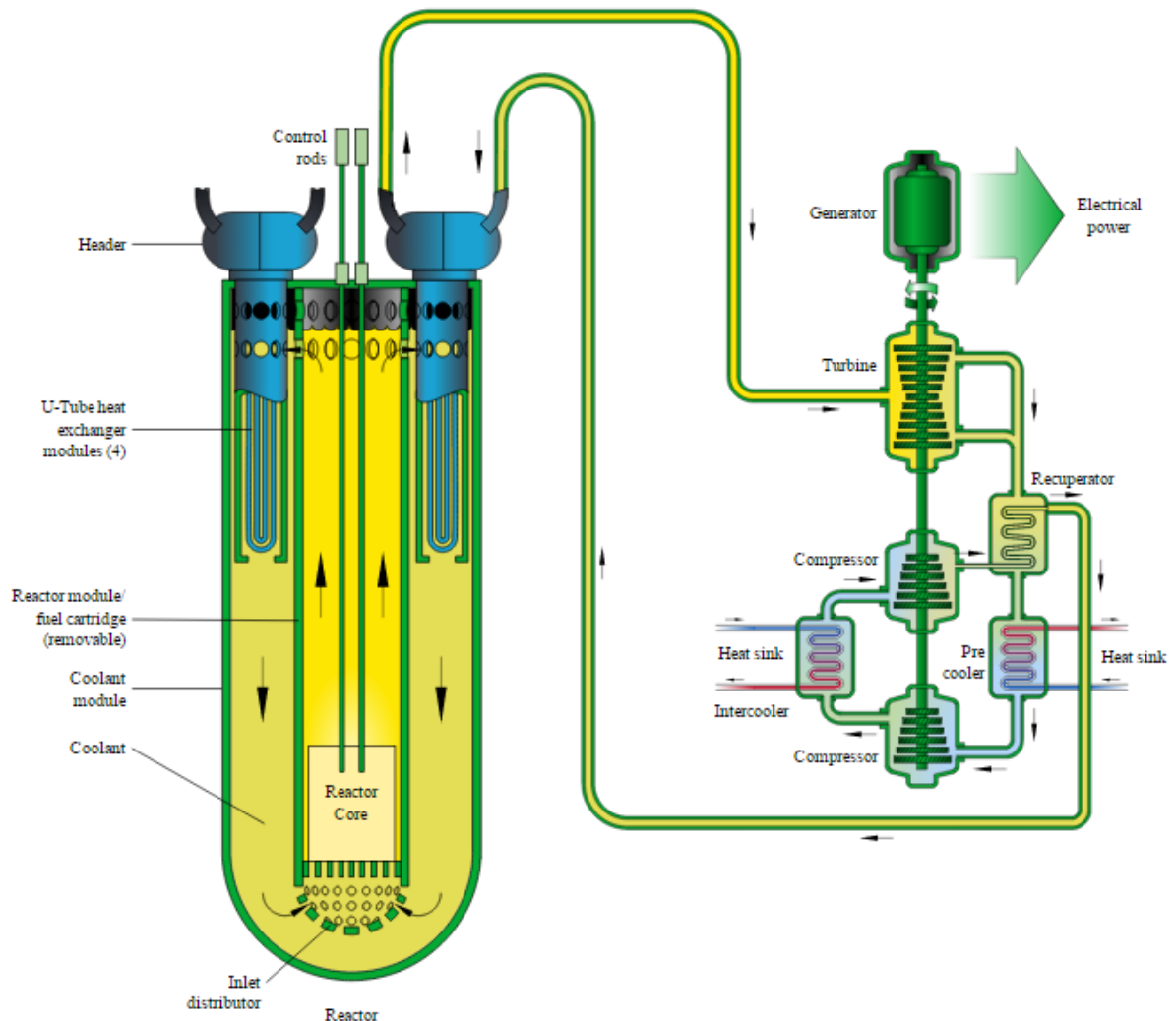


Figura 3.50. Esquema de un reactor LFR.

Las principales ventajas de este diseño residen en las excelentes propiedades del plomo durante el funcionamiento del reactor facilitando la convección natural y aumentando con ello la seguridad pasiva, así como su alto punto de ebullición al no imponer límites al ciclo termodinámico como pasa con el sodio y el hecho de que no reaccione químicamente ni con agua ni con aire.

Respecto al refrigerante el plomo puro es menos caro, más abundante y menos corrosivo que la aleación de plomo y bismuto eutéctico. La principal ventaja de este último es que tiene un punto de fusión más bajo (unos 200°C menos), reduciendo así el riesgo de solidificación del refrigerante en el núcleo y disminuyendo daños durante condiciones transitorias o paradas en el reactor. Sin embargo, la aleación produce un isótopo radiactivo como es el Po^{210} , que sólo es eliminado mediante tratamientos muy

complejos aplicados al refrigerante. Tanto el plomo como su aleación con el bismuto corroen bastante los materiales que componen la estructura, especialmente las partes internas del núcleo y el revestimiento de las barras de combustible mediante precipitación a baja temperatura y mediante disolución a alta temperatura además de provocar erosión durante el movimiento del fluido. La principal medida protectora es la adición de oxígeno para formar unas capas protectoras en el acero expuesto a estos problemas.

Finalmente, la producción de potencia eléctrica se lleva a cabo de manera modular mediante una turbina de gas con un intercambiador de calor y un recuperador que devuelve el plomo en estado líquido al interior del reactor. Las plantas de producción de potencia eléctrica de este tipo pueden alcanzar hasta unos 1200 MW eléctricos.

En la siguiente tabla quedan recogidos los principales modelos que están siendo sometidos a desarrollo en la actualidad, teniendo cada uno de los tres diseños sus características de diseño propias.

	LFR target	ELSY	SSTAR	SVBR 75/100
Thermal electrical power (MW)	125-3600/60-1620	1400/600	45/19.8	280/75
Coolant	LBE-pure lead	Pure lead	Pure lead	LBE
Convection	Forced-natural	Forced	Natural	Forced
Fuel	Nitride fuel	MOX	Nitride fuel	MOX-nitride fuel
Fuel cladding	Ceramic	T91	Coated HT9	Depend by fuel
Breeder ratio	1.0	1.0	1.0	1.0
Outlet core temperature (°C)	800	480	560	307
Thermodynamic cycle	S-CO ₂ Brayton	Rankine	S-CO ₂ Brayton	Rankine
Net electrical efficiency (%)	45	42	43.8	34
By-products	Production of hydrogen and desalinized water	/	Production of desalinized water	District heating
Economics	Medium	Similar to LWR	Similar to LWR	Similar to LWR

Tabla 3.12. Diferentes proyectos de desarrollo del LFR.

3.6. Situación de las centrales nucleares en España.

En el momento en el que se está llevando a cabo la realización de este proyecto, en España se produce aproximadamente un 20% de la energía eléctrica aprovechando la energía nuclear. Actualmente existen siete centrales nucleares en funcionamiento que durante todo el año 2014 produjeron unos 268400 GW·h de potencia eléctrica. Aparte de estas siete centrales en funcionamiento, existen dos centrales que ya han detenido su funcionamiento y una décima central con una parada a largo plazo.

Además de estas diez centrales nucleares comentadas, existen otras tantas cuya construcción fue forzosamente detenida antes de comenzar su funcionamiento. En la actualidad, en España, no se encuentra en construcción ninguna central nuclear debido a la implantación de una política que da preferencia al uso de energías renovables.

3.6.1. Moratoria nuclear.

Como concepto, se denomina moratoria nuclear a la suspensión temporal del desarrollo de políticas de construcción y puesta en marcha de centrales eléctricas que funcionen con energía nuclear.

Este movimiento empezó a llevarse a cabo en los países sobre todo en las décadas de los 80 y los 90 durante el siglo XX, consecuencia de los accidentes nucleares de Three Mile Island en EEUU y Chérbnyl en la antigua URSS. A partir de estos sucesos, un sector de la comunidad científica y el cada vez más pronunciado movimiento ecologista comenzaron a defender que las actividades relacionadas con la energía nuclear implicaban un gran riesgo para la población y en general para el medio ambiente.

Ya en el siglo XXI, el accidente de Fukushima en Japón supuso el fin del uso de la energía nuclear en muchos países. Por ejemplo, Alemania espera dejar de utilizar las nueve centrales que tiene en funcionamiento para el año 2020 y abandonar así su política de energía nuclear. Otro ejemplo es Lituania, que para su entrada en la Unión Europea se la instó a cerrar la central nuclear de Ignalina, una planta de dos reactores RBMK de más de 1000 MW cada uno.

Fue a partir del año 1950 cuando en España se empieza a tener interés en la energía nuclear, siendo construida la primera central en el 1968. Posteriormente, a final de la década de los 80 e incluso antes de que se produjera el accidente de Chérbnyl, los programas de energía nuclear en España son suspendidos comenzando así la moratoria nuclear en el país. Llegado el año 1991 primero se paralizan, y después quedan suspendidas las obras de varias centrales nucleares que se encontraban en construcción y cuyas obras no han sido hasta el momento retomadas. Las pérdidas económicas sufridas por las empresas que llevaron a cabo las inversiones de dichas centrales, son los impuestos añadidos como un canon o sobrecargo en la factura eléctrica para compensar a aquellas grandes compañías que acometieron estos proyectos.

3.6.2. Centrales con vida útil finalizada.

En este momento en España existen tres centrales nucleares que ya han terminado sus años de funcionamiento: José Cabrera, Santa María de Garoña y Vandellós-1. A continuación se definen sus características principales.

3.6.2.1. José Cabrera.

La central nuclear de José Cabrera es también conocida como central nuclear de Zorita, siendo esta la primera central nuclear comercializada en España. Comenzó su funcionamiento en el año 1968, y era una planta PWR con unos 140 MW de potencia.

Situada en la localidad de Almonacid de Zorita, en Guadalajara, dejó de funcionar en el año 2006 sin ningún incidente importante durante su vida útil y actualmente se está llevando a cabo el desmantelamiento de la central.

3.6.2.2. Santa María de Garoña.

Esta planta nuclear, situada en Burgos y del tipo BWR, inició su funcionamiento en el año 1971 proporcionando una potencia cercana a los 460 MW hasta el cese de su actividad a finales del año 2012. Actualmente esta planta se encuentra también en proceso de desmantelamiento al igual que la central de Zorita.

Durante su funcionamiento, esta central experimentó unos 136 sucesos aunque todos de menor nivel en cuanto a seguridad nuclear sin provocar ningún accidente siquiera leve. Fueron accidentes nivel 0 y 1 en la escala INES, baremo que se definirá varios apartados más adelante al tratar los accidentes nucleares en las centrales.

Por último, es necesario mencionar la cantidad de problemas que tuvo esta central durante sus últimos años respecto a la renovación de su licencia y a las discusiones entre diferentes asociaciones siendo unas partidarias del funcionamiento y otras partidarias de la parada de la central.

3.6.2.3. Vandellós-1.

El reactor de potencia nuclear de Vandellós-1 está situado entre las localidades de Vandellós y Hospitalet del Infante, en Tarragona. Se trata de un reactor tipo GCR que suministraba unos 480 MW de potencia eléctrica desde que se puso en funcionamiento en el año 1972. Este reactor junto con el Vandellós-2, que aún se encuentra activo, forma parte de la planta de producción de potencia eléctrica de Vandellós.

El cierre de esta central se produjo en el año 1989, debido a un incendio en la sala de turbinas de la planta que supuso un accidente de nivel 3 en la escala INES aunque no se llegó a emitir ninguna sustancia radiactiva al ambiente. Este accidente es el de más importancia en la historia del país español respecto a la energía nuclear. El elevado coste de las medidas exigidas por el organismo regulador nacional (CSN) para la corrección de las irregularidades de la central hizo que se llevara a cabo el cierre definitivo de la central.

En la actualidad, la central se encuentra en fase de latencia desde el año 2003. Esto significa que el reactor permanecerá encerrado hasta el 2028 en un revestimiento de acero galvanizado hasta un cierto punto de decaimiento del núcleo del mismo. La vasija del reactor es la única estructura que queda en pie hasta el momento, e incluye al reactor sin combustible en su interior junto con sus estructuras internas y sistemas de control.

3.6.3. Reactores en funcionamiento.

Además de las tres centrales nucleares que se encuentran en proceso de desmantelamiento, existen en España siete centrales en actividad que producen ese 20% del total de la energía eléctrica consumida en el país.

Estas centrales nucleares son las centrales de Almaraz y Ascó con sus dos reactores cada una, la central de Cofrentes, el segundo reactor de la central de Vandellós que sigue todavía activo y el primer reactor de la central de Trillo. A continuación se verán sus características más importantes.

3.6.3.1. Almaraz.

La central nuclear de Almaraz está situada en la provincia de Cáceres, funcionando desde mayo del año 1981 con la inauguración del primer reactor. Este primer reactor es del tipo PWR, suministrando una potencia de algo más de 1000 MW eléctricos.

Esta planta de producción de potencia situada en Almaraz puede ser considerada como planta de segunda generación, siendo esta la primera en España que desarrolla la tecnología de los reactores mencionados varios apartados atrás al estar totalmente encaminada a la producción de energía eléctrica.

La segunda unidad que forma parte de la central nuclear de Almaraz ya mencionada anteriormente comenzó su funcionamiento en octubre de 1983, y es un reactor PWR al igual que el primero llegando este a producir también unos 1000 MW de potencia.

En conjunto, ambas unidades no han sufrido ningún accidente grave durante sus más de treinta años de historia. Recientemente, sufrió tres sucesos calificados de nivel 0 según el INES. Estos sucesos fueron un par de paradas no programadas del reactor (2011 y 2013) y la sustitución de un sistema auxiliar durante la parada por recarga (2012), aunque ninguno de ellos tuvo demasiada trascendencia.

3.6.3.2. Ascó.

La planta nuclear de Ascó se divide en dos reactores del tipo PWR. La primera unidad fue conectada a red por primera vez en agosto del año 1983 y funciona produciendo unos 990 MW de potencia. La segunda unidad de la central nuclear de Ascó funciona desde octubre del año 1985, produciendo una potencia eléctrica también cercana a los 990 MW siendo este reactor gemelo a la primera unidad de la planta.

En cuanto a los sucesos más importantes acontecidos durante sus más de 30 años de vida, se destacan varios de nivel 1 en la escala INES. Dichos acontecimientos son por ejemplo una parada en una turbobomba del sistema de agua de alimentación auxiliar (2005), la parada de una turbobomba del mismo tipo (2007), un fallo en el inventario de residuos radiactivos supuestamente almacenados en el Cabril en Córdoba (2012), etc. El más importante ocurrido en esta central tuvo lugar en el año 2008, cuando se produjo un vertido de partículas radiactivas y se proporcionó información incompleta y deficiente al CSN llegando a elevar la peligrosidad del accidente al nivel 2 de la escala.

Esta central en su conjunto está gestionada actualmente por la misma asociación que gestiona la planta de potencia nuclear de Vandellós, compuesta por las empresas Endesa e Iberdrola.

3.6.3.3. Cofrentes.

Esta central nuclear está situada en la localidad de Cofrentes, en Valencia. Inició su funcionamiento en el año 1984, produciendo una potencia eléctrica de unos 1060 MW eléctricos desde entonces.

Desde que se puso esta central en funcionamiento no se ha registrado ningún accidente de mayor gravedad que el nivel 1 de la escala INES. Entre el año 2001 y el año 2012 se han registrado poco más de 100 sucesos anómalos durante el funcionamiento, llevándose a cabo 25 paradas no programadas del reactor sin ningún tipo de problema referido a la seguridad de la central.

Pese a todos estos sucesos, la planta de producción de potencia eléctrica de la central nuclear de Cofrentes por sí misma es capaz de abastecer prácticamente todo el consumo de la Comunidad Valenciana en la actualidad.

3.6.3.4. Vandellós.

Una parte de la planta de potencia nuclear de Vandellós sigue en funcionamiento pese a la anteriormente mencionada parada de su primera unidad.

Existe un segundo reactor, el Vandellós-2, que produce unos 1050 MW eléctricos de potencia desde el año 1987 por lo que llegó a coincidir con la primera unidad de la planta en su funcionamiento. Es un reactor tipo PWR, de diseño diferente a la primera unidad de la planta.

Respecto a los sucesos que han tenido lugar en la planta en los últimos años, se destaca un incendio producido en la sala de turbinas (2008) calificado de nivel 0 en la escala INES y un problema de corrosión detectado en las tuberías del sistema de refrigeración que tuvo su correspondiente sanción al ser calificado de nivel 2 por la misma escala INES.

3.6.3.5. Trillo.

Esta central nuclear está emplazada en el término municipal de Trillo, en Guadalajara. Fue la última central nuclear en entrar en funcionamiento en España.

Se trata de una planta tipo PWR que genera unos 1000 MW eléctricos de potencia desde finales de mayo del año 1988. Con ello se tienen en España actualmente en funcionamiento reactores del tipo PWR y BWR, que son los más habituales en todo el mundo. Concretamente, este reactor nuclear de diseño alemán situado en Trillo está ya considerado de tercera generación por sus mejoras respecto a los otros diseños existentes en el país.

Al igual que el resto de centrales nucleares existentes en toda España, afortunadamente, esta central nuclear no tiene registradas anomalías graves durante toda su vida útil de acuerdo con la escala INES.

3.6.4. Centrales con construcción detenida.

Como consecuencia de la ya definida moratoria nuclear, las obras de muchas centrales nucleares que se encontraban en construcción tuvieron que parar durante su ejecución. Además, a día de hoy, existen muchos proyectos de construcción de centrales en diferentes puntos de la península que se encuentran cancelados.

Por ejemplo, existían proyectos que pretendían el establecimiento de una planta en lugares como Tarifa en Cádiz, Águilas en Murcia o Almonte en Huelva. Todos estos proyectos de construcción cancelados tendrían que ser revisados en el momento en el que se anule la situación de moratoria nuclear en España.

Existen centrales nucleares en el país cuyos proyectos estaban ya definidos y las obras incluso comenzadas pero estas no llegaron a terminarse. Es el caso de centrales como Valdecaballeros, Sayago, la segunda unidad de la planta de Trillo, Regodola, Santillán, Lemóniz o Escatrón. Existe una gran variedad de situaciones en todas ellas que hicieron que hoy en día no sean centrales nucleares en funcionamiento. A continuación se observa la situación en la que quedó cada uno de estos proyectos de plantas nucleares:

- La central nuclear de Santillán (Cantabria) canceló su construcción incluso antes del establecimiento de la moratoria cuando apenas se tenía asentado el emplazamiento de la central debido a las fuertes presiones sociales ejercidas sobre el gobierno.
- La central de Regodola (Galicia) fue una de las primeras que se vio afectada por la situación de moratoria nuclear, ya que su proyecto fue totalmente anulado. Esta central nuclear iba a ser un reactor PWR que proporcionara unos 1000 MW eléctricos.
- La central de Trillo (Guadalajara) vio como el proyecto de construcción de un segundo reactor en su planta era cancelado por la moratoria nuclear.
- En el caso de la central de Sayago (Castilla y León), el proyecto quedó anulado apenas comenzadas las obras de asentamiento del terreno.
- El caso de la central de Escatrón (Aragón) es muy curioso, ya que inicialmente se iba a construir una central nuclear para la producción de potencia pero este proyecto quedó cancelado como consecuencia de la moratoria. Hoy en día en este mismo establecimiento hay una planta de ciclo combinado de 800 MW de potencia eléctrica.
- La planta de potencia nuclear de Valdecaballeros (Extremadura) es uno de los casos más graves, ya que se dejó de construir cuando esta estaba al 70% de su construcción completa. Esta planta iba a contar con dos reactores de 975 MW cada uno.
- El caso más grave considerado es el de la central de Lemóniz (País Vasco). En este caso, con la central prácticamente terminada, se canceló su finalización y puesta en marcha. Aparte de la moratoria, tuvieron mucha influencia las presiones sociales y los atentados terroristas acontecidos sobre trabajadores de la central.

Aparte de todas estas centrales nucleares que cancelaron su construcción una vez iniciada o que no llegaron a completarse, existen muchos proyectos de plantas que debido a la moratoria no pudieron llevarse a cabo. Este es el caso de las mencionadas plantas en Tarifa, Águilas o Almonte entre muchas otras.

Finalmente, en la siguiente figura se observa la situación actual existente en España. Se muestran las centrales que actualmente se encuentran en fase de desmantelamiento, las que se encuentran en un funcionamiento normal y aquellas cuya construcción cesó consecuencia de la moratoria aplicada.

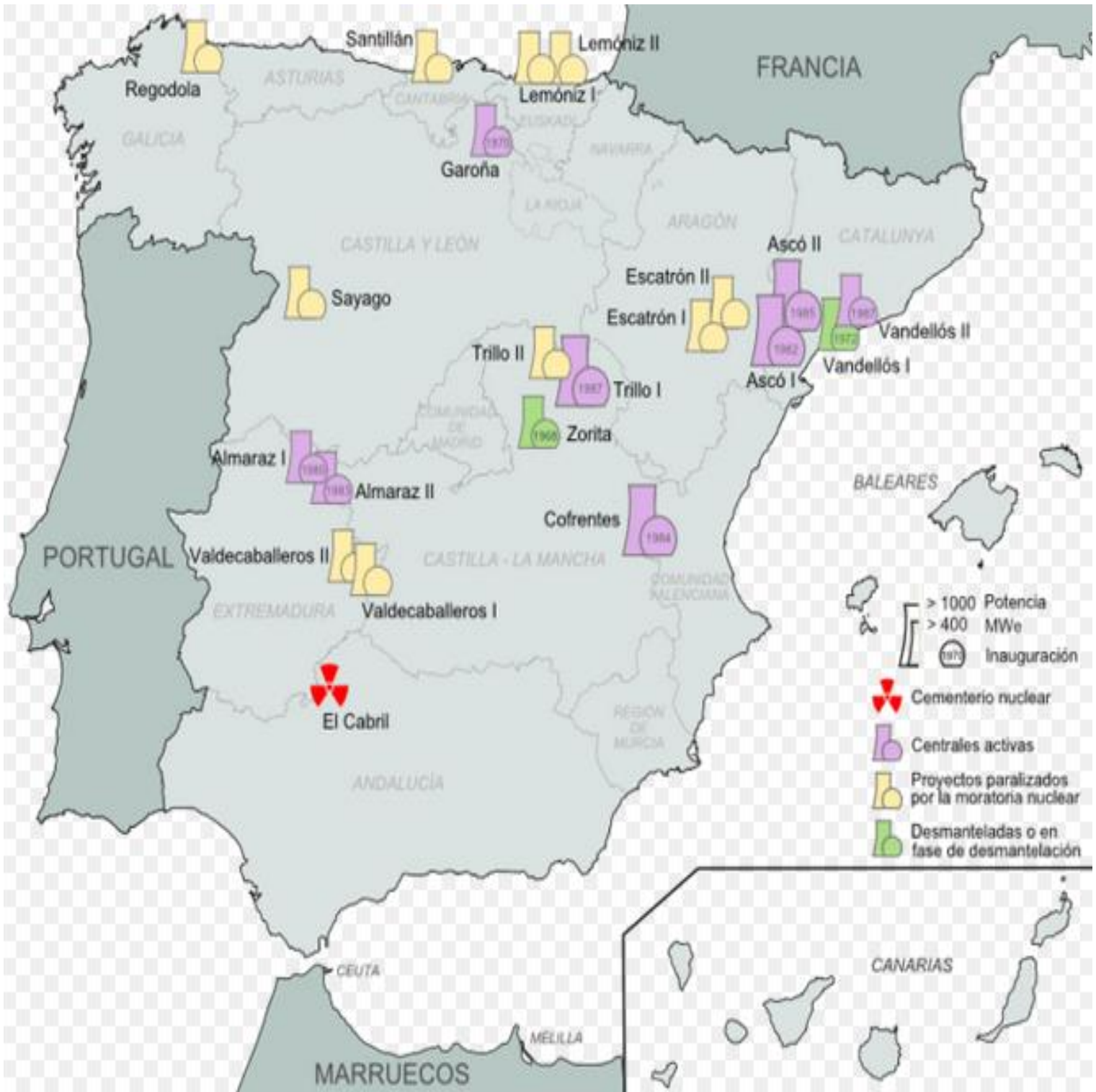


Figura 3.51. Situación de las centrales nucleares en España.

4. Combustible nuclear.

Aunque ya se han mencionado varios conceptos durante la descripción de las diferentes tecnologías de los reactores nucleares a lo largo de todo el apartado anterior, en este punto se describe más concisamente el proceso existente desde la extracción del combustible en la mina hasta su tratamiento como residuo.

Como es lógico, el estudio irá dedicado prácticamente en su totalidad al tratamiento del uranio como combustible. Esto es así debido a que el combustible utilizado en casi toda la totalidad de reactores es el ya mencionado uranio en forma de óxido. Pese a ello, si se dedican unas líneas a otros posibles combustibles que podrían ser una alternativa en un futuro no muy lejano.

En la imagen adjunta, la tabla 4.1., se observan los diferentes reactores nucleares y el combustible utilizado en los mismos:

Reactor type	Main countries	Number	GWe	Fuel	Coolant	Moderator
Pressurized water reactor (PWR)	USA, France, Japan, Russia	279	259	enriched UO ₂	water	water
Boiling water reactor (BWR)	USA, Japan, Sweden	80	75,5	enriched UO ₂	water	water
Pressurized heavy water reactor "CANDU" (PHWR)	Canada	49	24,5	natural UO ₂	heavy water	heavy water
Gas-cooled reactor (Magnox & AGR)	UK	15	8	natural U (metal), enriched UO ₂	CO ₂	graphite
Light water graphite reactor (RBMK)	Russia	15	10	enriched UO ₂	water	graphite
Fast neutron reactor (FBR)	Russia	2	0,58	PuO ₂ and UO ₂	liquid sodium	none
	TOTAL	440	378			

Tabla 4.1. Relación de reactores nucleares con su respectivo combustible.

Como se puede observar, prácticamente en toda la totalidad de reactores en funcionamiento a día de hoy se utiliza el dióxido de uranio como combustible. A continuación, se describe el recorrido del mismo desde su extracción hasta su tratamiento como residuo.

4.1. Ciclo de vida del uranio.

El ciclo de vida del combustible uránico comprende todas las actividades que tienen que ver con el mismo como su extracción y preparación, su uso como combustible en el interior de un reactor nuclear y su tratamiento como residuo de larga duración.

En función de la forma de realización del ciclo de vida del combustible se definen dos ciclos posibles: el ciclo abierto y el ciclo cerrado de combustible.

El ciclo abierto es aquel en el que el combustible irradiado no se reelabora, considerándolo en su totalidad como residuo radiactivo con lo que no se completa el ciclo del combustible nuclear. El ciclo cerrado incluye la minería, la producción del combustible y su enriquecimiento, su empleo en el reactor y la reelaboración de los elementos irradiados recuperando así el uranio y el plutonio que es susceptible de volver a ser utilizado.

En la siguiente figura se observa un esquema básico de un ciclo de combustible nuclear de tipo cerrado, donde el combustible ya usado es reprocesado en la medida de lo posible para volver a ser utilizado tras mezclarse con el combustible nuevo.

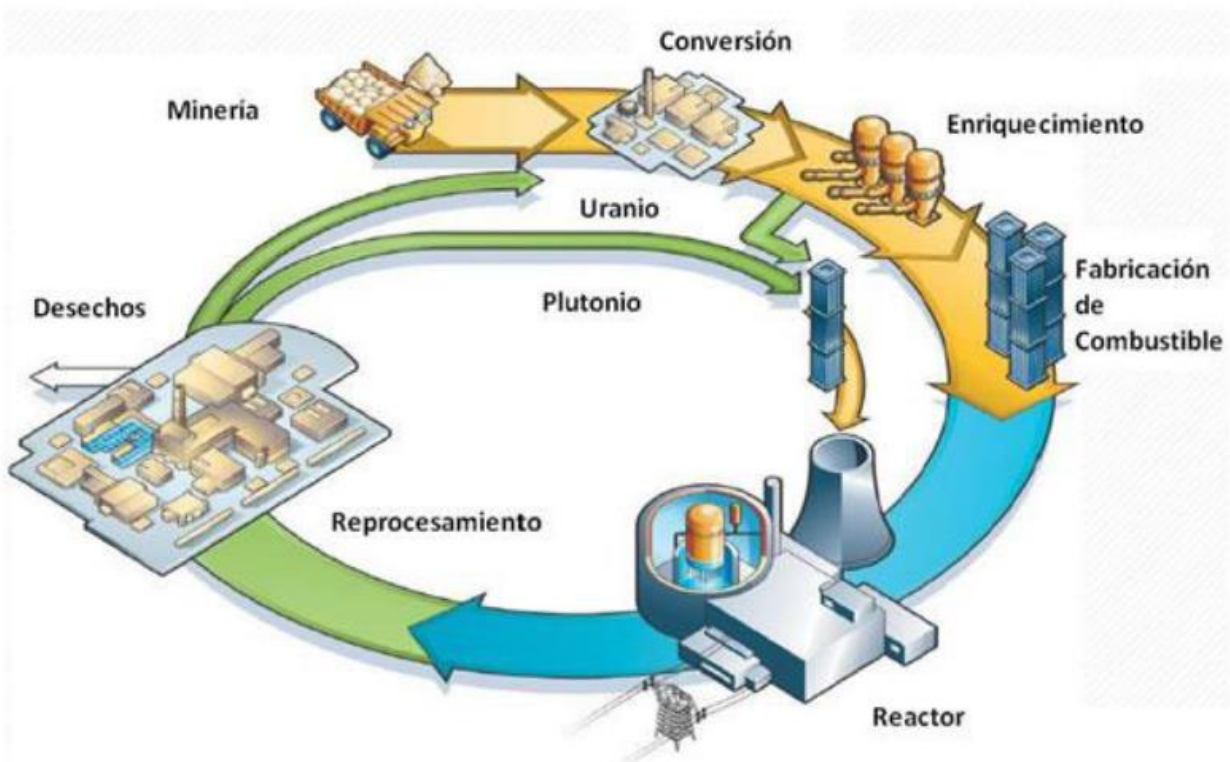


Figura 4.1. Ciclo cerrado de combustible nuclear.

Como es lógico pensar, se pretende el máximo aprovechamiento del combustible utilizado en el reactor para reutilizarlo todo lo posible. Para ello, se necesitan instalaciones de reprocesamiento nuclear con su correspondiente coste para el tratamiento del combustible usado y sus residuos.

En la actualidad, sólo existen dos centrales de reprocesamiento nuclear en el mundo como son la planta de Le Hague (Francia) y la antigua central de Calder Hall hoy conocida como planta de reprocesamiento nuclear de Sellafield (Reino Unido). Es de necesidad mencionar que estas plantas de procesamiento están siendo cuidadosamente observadas de manera continua por la IAEA para evitar riesgos de proliferación nuclear por parte de los gobiernos.

Volviendo al ciclo de vida del uranio como combustible nuclear, se distinguen tres etapas de trabajo desde el comienzo hasta el final de su vida definidas a continuación.

4.1.1. Fase anterior al reactor.

La fase previa a la inserción del combustible en el reactor es la más larga de las tres que se estudian. Comprende las actividades de explotación minera del uranio y su posterior procesamiento, el enriquecimiento del uranio hasta un nivel que lo haga susceptible de ser utilizado en el reactor así como la fabricación de las barras de combustible.

4.1.1.1. Minería y extracción.

El uranio se obtiene de minas a cielo abierto o minas subterráneas, utilizando métodos similares a los usados en la extracción de otros metales. Es en países como Australia, Kazajistán, Canadá o Sudáfrica donde se encuentran las mayores reservas mineras de uranio en todo el mundo.

De manera aproximada, se sabe que el uranio contiene una vez obtenido de la mina unos porcentajes de 99,28% de U_{238} y un 0,71% de U_{235} . Como ya es sabido, los núcleos atómicos de este último están muy cerca de la fisión cuando son atacados por un neutrón térmico o de baja energía, por lo que es esta fracción del uranio la que interesa de cara a la producción de potencia eléctrica.

Este uranio extraído se procesa para reducir el material a un tamaño uniforme de partículas y a continuación, mediante lixiviado, se extrae el uranio. Posteriormente, tras la extracción se lleva a cabo la molienda del polvo.

De este proceso se obtiene un polvo seco de uranio natural, la conocida como “yellow cake” (U_3O_8). Este óxido de uranio se convierte en hexafluoruro de uranio, UF_6 , que es el estado en el que el uranio llega a las plantas de enriquecimiento. Este proceso de conversión del uranio es el que se define a continuación.



Figura 4.2. “Yellow cake” de U_3O_8 .

4.1.1.2. Conversión.

Como ya se ha mencionado, el óxido de uranio molido debe ser convertido a hexafluoruro de uranio. El motivo de este tratamiento es porque el UF_6 es la forma

molecular requerida actualmente por las plantas de enriquecimiento de uranio en funcionamiento en la actualidad.

Sólido a temperatura ambiente, el hexafluoruro de uranio puede ser utilizado como gas a temperaturas algo más elevadas de 60°C. Hasta este punto, sólo se tiene uranio natural y no enriquecido.

El U_3O_8 también puede ser convertido en el UO_2 utilizado en reactores que no necesitan enriquecimiento del combustible como pueden ser los reactores CANDU. Los volúmenes de material convertido directamente en este UO_2 son, de manera general, muy pequeños en comparación con la cantidad de material convertido a UF_6 .

4.1.1.3. Enriquecimiento. Técnicas utilizadas.

La concentración del U_{235} en el uranio natural (0,71%) es inferior a la requerida para mantener una reacción nuclear en cadena en los núcleos de los reactores de agua ligera. A este proceso que pretende un aumento de la concentración del isótopo 235 del uranio se le denomina enriquecimiento.

Mientras que los reactores CANDU, como ya se sabe, no necesitan de enriquecimiento para su funcionamiento, los reactores de agua ligera y los demás necesitan un enriquecimiento entre el 3 y el 4% de U_{235} . Para otras aplicaciones como por ejemplo el desarrollo de armamento nuclear, se llega a necesitar un 90% de este enriquecimiento en el proceso.

Para llevar a cabo el proceso de enriquecimiento del uranio, se llevan a cabo varios métodos de separación de isótopos. Estos métodos son la difusión gaseosa, la centrifugación de gas, la separación aerodinámica, la separación electromagnética o el uso de tecnologías láser. Mientras que los tres últimos se encuentran en etapa de investigación, los dos primeros métodos son los más importantes y serán definidos a continuación.

El método de difusión gaseosa fue el primer método utilizado para el enriquecimiento de uranio hasta unos niveles muy elevados cercanos al 90%, aunque hoy en día se puede considerar prácticamente inutilizado. Este proceso fue desarrollado en tiempo de conflictos bélicos, por lo que su aplicación iba destinada a la producción de armamento nuclear. El funcionamiento se basa en que el flúor sólo funciona con un isótopo (F_{19}), por lo que mediante diferencia de masas se va separando el U_{235} del U_{238} . Consiste en hacer pasar el UF_6 en estado gaseoso a través de una serie de membranas que sean capaces de separar ambos isótopos, teniendo en cuenta que las partículas del isótopo 235 viajan más rápido hacia la parte posterior de la membrana. El gas extraído de esta segunda parte de la membrana es el ya enriquecido uranio 235.

El método más utilizado en la actualidad es el de centrifugación gaseosa. Este método se basa en que las moléculas de diferentes masas sean separadas en un recipiente que va girando a muy alta velocidad. Las fuerzas centrífugas hacen que las partículas más ligeras se concentren en la parte superior, mientras que las partículas más pesadas se

alejan del eje de giro. Debido a la pequeña diferencia de masa entre las partículas del isótopo 235 y el 238, se necesitan varias fases de centrifugación para obtener una correcta separación de las moléculas. La principal ventaja frente al método de la difusión gaseosa es que se necesita mucha menor cantidad de electricidad para obtener la misma cantidad de enriquecimiento.

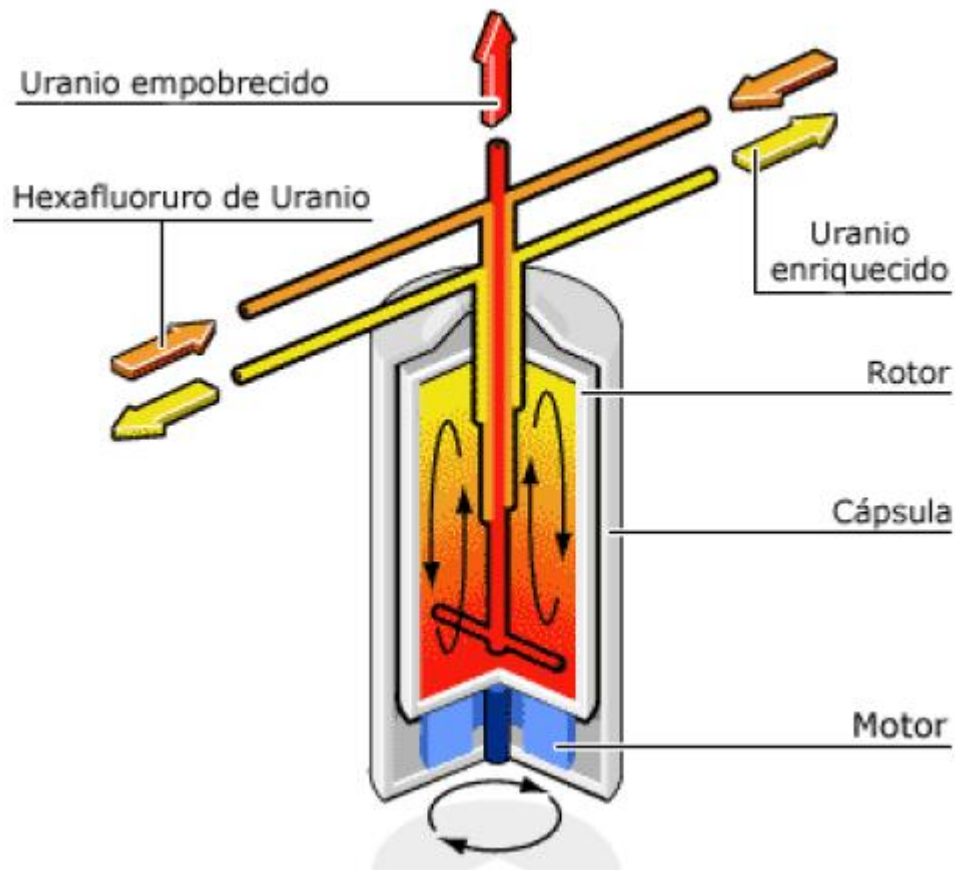


Figura 4.3. Esquema de una centrífuga de gas.

4.1.1.4. Barras de combustible.

Una vez se tiene el uranio ya enriquecido, este es compactado en pastillas cerámicas que suelen tener unas dimensiones de un centímetro de diámetro por un centímetro de alto aproximadamente.

Las partículas una vez enriquecidas son comprimidas y horneadas a altas temperaturas en un proceso llamado sinterización durante el cual las partículas se adhieren entre sí formando pequeños cilindros o pellets de uranio enriquecido. Estos pellets son rectificadas mediante tornos especiales para conseguir un tamaño uniforme ya que todos deben tener las mismas dimensiones antes de ser ensamblados en una barra de combustible.

Finalmente, los pellets son introducidos en tubos metálicos de una aleación resistente a la corrosión que suele ser “circalloy”. Este material es una aleación de óxido de circonio (ZrO) muy resistente a las condiciones que se dan en el interior de un reactor nuclear. En la figura 4.5. se puede observar cómo quedan las barras antes de ser introducidas en el reactor:

A nivel nacional, la empresa llamada ENUSA (Empresa Nacional del Uranio S.A.) es la que se encarga de la fabricación de elementos combustibles para el parque nuclear español en su planta de Juzbado, en Salamanca.

En la actualidad, dicha empresa no se ocupa hoy día de la explotación de las minas ya cerradas de Ciudad Rodrigo y Don Benito en Salamanca y Badajoz, respectivamente.

Pese a ello, la empresa participa en el enriquecimiento de uranio a través de una planta de difusión gaseosa de fuel uránico de EURODIF, situada en Francia.

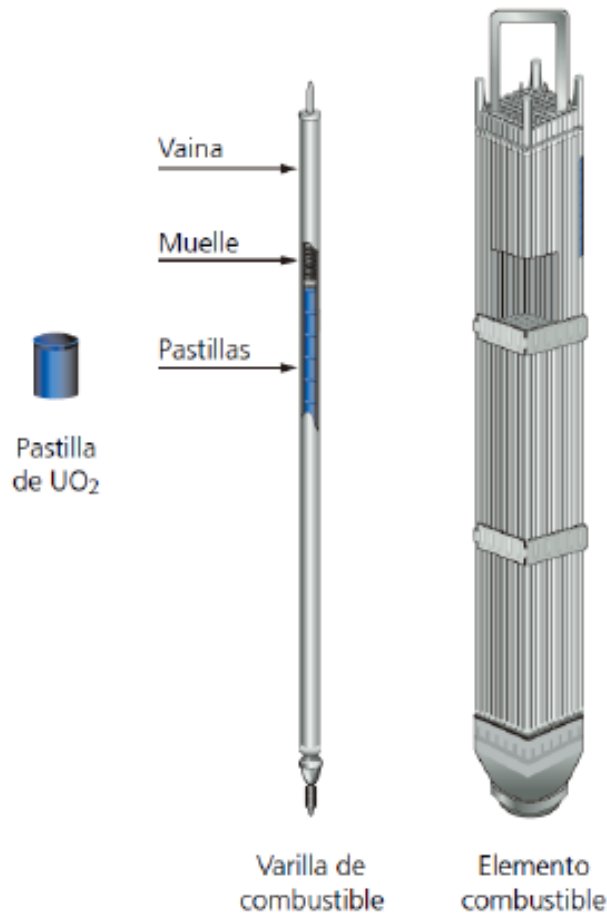


Figura 4.4. Composición de un elemento de combustible.

4.1.2. Tratamiento en el reactor.

Una vez formados los ensamblados de combustible, se introducen en el núcleo del reactor para poder extraer toda su energía térmica. Este núcleo del reactor está conformado por una gran cantidad de varillas de combustible dispuestas en una malla que, geoméricamente, es diferente en función del tipo de reactor utilizado.

Ya se ha observado al estudiar el reactor de agua presurizada (PWR) o el reactor de agua en ebullición (BWR) que cada uno mantiene su propia disposición de las barras de combustible en el interior del reactor.

En la actualidad, los ciclos de permanencia de los ensamblados de combustible en el interior del núcleo del reactor duran entre 12 y 24 meses. Una vez pasado este tiempo, se procede a la recarga de las barras de combustible.

La recarga consiste en cambiar los elementos combustibles ya quemados en el reactor por unos elementos nuevos. A la hora de realizar esta recarga, siempre se sustituye una cantidad parcial de las barras de combustible y nunca todas para mantener así un funcionamiento continuo y regulado del reactor. En un reactor PWR se suelen cambiar un tercio de las barras en cada recarga, por un cuarto que se sustituyen en los BWR. Un reactor con una potencia de un GW térmico utiliza unas 20 o 30 toneladas de combustible por cada ciclo.

En esta fase es muy importante la conocida como “gestión del combustible”. Esto se refiere a las posiciones que ocupan las barras en el núcleo, el nivel de enriquecimiento del combustible o el tiempo de residencia del mismo. Estos factores son fundamentales a la hora de llevar a cabo una recarga óptima del reactor para poder aprovechar lo máximo posible la energía térmica del uranio.

4.1.3. Fase posterior al reactor.

Una vez que el combustible es extraído del reactor al ser gastado, es almacenado debido a la gran cantidad de radiactividad que emite al ambiente.

El almacenamiento del combustible de más alta actividad y larga vida se hace bien en el propio emplazamiento del reactor siendo almacenado en piscinas para su refrigeración (figura 4.6.) o en un lugar de almacenamiento en seco.



Figura 4.5. Almacenamiento de combustible ya utilizado en las piscinas del reactor.

No todo el combustible gastado es almacenado en la propia central nuclear. El almacenamiento de los residuos de alta actividad se lleva a cabo en la propia central nuclear mediante piscinas para la refrigeración de los mismos debido a la falta de un centro de almacenamiento permanente donde colocar estos residuos. El resto de residuos, los de media y corta actividad, si se trasladan a centros de almacenamiento hasta que la contaminación decae al tener estos una menor vida radiactiva.

Todos estos conceptos serán tratados más profundamente en el siguiente apartado del proyecto, al estudiar la gestión de los residuos nucleares.

4.2. Otros posibles combustibles.

De manera general, se ha hablado a lo largo de este estudio acerca de los combustibles nucleares sobre el uranio UO_2 . Aparte de este existen otros tipos de combustible nuclear que, aunque no sean utilizados en la actualidad, pueden ser susceptibles de estudio.

Los combustibles formados por mezcla de óxidos de uranio y plutonio, también conocidos como combustibles MOX, usan el plutonio para extraer toda la energía posible. La ventaja de estos combustibles es que ya están tratados en cuanto a su enriquecimiento, pues vienen de las cabezas nucleares de los misiles desarrollados durante la carrera armamentística de los países.

Los combustibles de aleación metálica son formas de aleación del uranio, siendo presentados como alternativa al tener un reprocesamiento más sencillo y con ello menos costoso.

Las partículas de combustible en microesferas son utilizadas en los reactores refrigerados por gas de alta temperatura. Estas esferas de muy pequeño tamaño contienen en su interior óxidos de uranio o de torio con varias capas de protección. Este tipo de combustible se conoce como partículas de combustible TRISO.

El elemento torio también puede ser utilizado como combustible nuclear. El ciclo estaría basado en el Th_{232} siendo tan fértil como el U_{233} pudiendo servir como apoyo a los recursos ya existentes de uranio. Como principal ventaja, se destaca que este combustible produce muy poca cantidad de plutonio por lo que la gestión de los residuos y de la proliferación nuclear es más sencilla.

Para terminar, otra opción estudiada es un tipo de combustible nuclear en estado líquido como son las sales fundidas. Esto es posible al mezclar el uranio en estado líquido con otras sustancias también en estado líquido. Este combustible nuclear es el que se está desarrollando de cara a los reactores de tercera y cuarta generación donde se utiliza el metal fundido en el núcleo del reactor.

Pese a todas estas alternativas a la utilización del uranio como combustible nuclear, sólo algunas de ellas se encuentran en estado de investigación para en un futuro poder complementar los combustibles uránicos.

5. Residuos nucleares.

En la actualidad, la gestión de los residuos nucleares y su larga vida radiactiva es el principal problema de la energía nuclear. Este hecho, junto con los accidentes nucleares acontecidos a lo largo de la historia aunque estos hayan sido poco numerosos, son estos los fenómenos que más alarma social crean a día de hoy.

Los residuos radiactivos son generados a lo largo del ciclo de vida de combustible de una planta nuclear. El objetivo de la gestión de estos residuos nucleares es la prevención sobre el medio ambiente y la atmósfera terrestre hasta que los radionúclidos hayan decaído hasta sus niveles más estables donde no emiten radiactividad. La tecnología empleada para el tratamiento de los residuos depende de la cantidad, la actividad y las vidas medias de las sustancias existentes en el propio residuo. Estas vidas medias pueden ir desde algunos días hasta cientos de miles de años.

5.1. Clasificación de los residuos nucleares.

Para la clasificación de los residuos se atiende al criterio más general utilizado por los diferentes autores de la bibliografía. Los residuos son clasificados a continuación en función de su período de semidesintegración ($t_{1/2}$), que es el tiempo que tarda una determinada cantidad de residuo en desintegrarse hasta la mitad y que no debe ser confundido con su vida media (τ).



Figura 5.1. Clasificación de los residuos nucleares.

Atendiendo a ello, en la figura 5.1. se observa cómo los residuos se clasifican en residuos de muy baja actividad, de baja y media actividad y de alta actividad.

5.1.1. Residuos de muy baja actividad.

Como consecuencia de su bajo contenido radiactivo, estos residuos de baja actividad o RBBA precisan de menores requisitos para su gestión. Decaen suficientemente tras un período temporal de almacenamiento después del cual son declarados como exentos de radiactividad.

Estos residuos suelen ser radionúclidos con períodos de semivida inferior a unos 5 años, manteniendo un nivel de actividad por debajo de los 100 Bq/g.

La mayor parte de estos residuos tiene su origen en el desmantelamiento de las centrales nucleares y en el uso de isótopos en medicina nuclear.

5.1.2. Residuos de baja y media actividad.

Estos residuos también conocidos como RBMA no presentan problemas de generación de calor para su almacenamiento definitivo. Son materiales contaminados con isótopos radiactivos que en menos de unos 30 años habrán reducido su radiactividad a la mitad.

Pueden ser herramientas, ropa de trabajo, instrumental médico y otros materiales utilizados en industrias, hospitales, laboratorios de investigación o centrales nucleares.

Son los residuos englobados en una actividad comprendida entre los 100 y los 4000 Bq/g, y están correspondidos con emisiones de partículas beta y gamma emitiendo partículas alfa aunque en concentraciones muy bajas.

5.1.3. Residuos de alta actividad.

Los residuos de alta actividad o RAA si presentan problemas de generación de calor durante su almacenamiento temporal o definitivo.

Están formados principalmente por el combustible ya gastado en centrales nucleares y otros materiales con elevados niveles de radiactividad. Generalmente, estos residuos presentan una semivida larga con períodos superiores a los 30 años.

Aparte, producen partículas alfa en unas cantidades apreciables muy superiores a los RBMA.

5.1.4. Formación de los residuos.

La mayor problemática existente entorno a los residuos radiactivos reside en el combustible ya gastado. Durante todo el tiempo que se encuentra el uranio en el reactor hasta que es sustituido durante una recarga o revisión en el reactor, este combustible nuclear es convertido en una gran cantidad de isótopos transuránicos y de productos de la fisión nuclear como se puede ver en la figura 5.2.

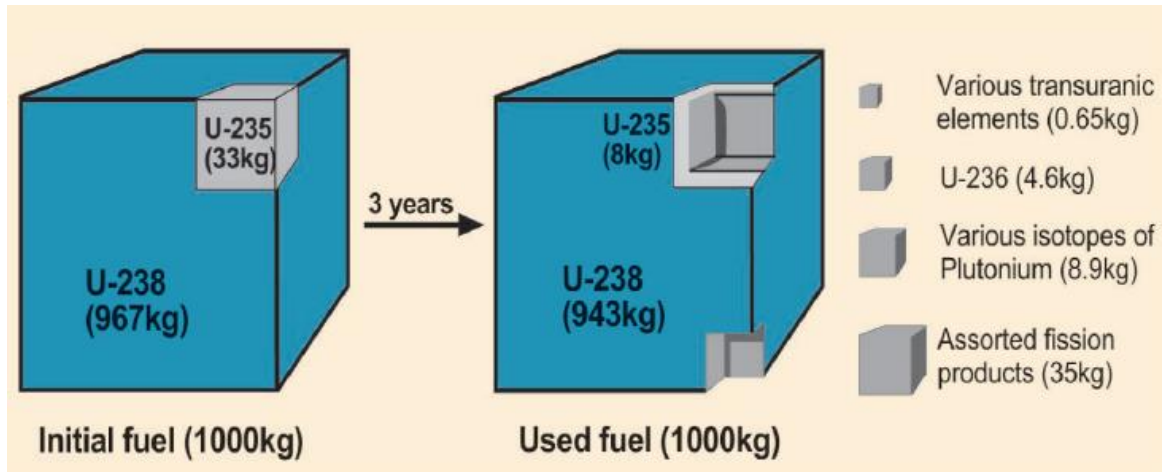


Figura 5.2. Evolución del combustible con el tiempo en el reactor.

De la gran cantidad de diferentes productos de la fisión producidos durante una reacción nuclear (pueden llegar a ser cientos) que siguen una distribución como la ya vista en la figura 2.15., solo siete tienen una vida media superior a los 25 años la cual es ascendente según el siguiente orden: Sr₉₀, Cs₁₃₇, Tc₉₉, Se₇₉, Zr₉₃, Cs₁₃₅ y I₁₂₉.

Muchos de estos elementos que surgen como productos de la fisión o como elementos transuránicos, incluido el plutonio, se forman por la captura de neutrones después de que se produzca la liberación de energía en el reactor. En la figura 5.3. se observa cómo los elementos que aparecen tras producirse la reacción nuclear evolucionan con el paso del tiempo decayendo a sus formas estables.

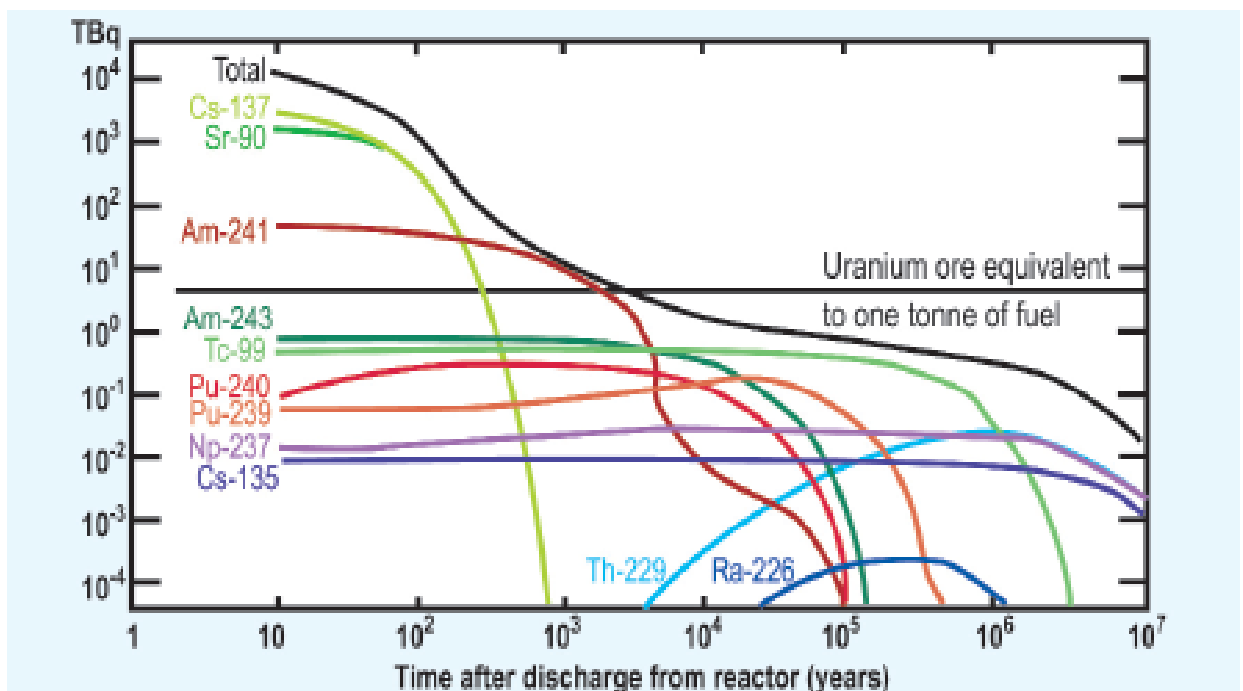


Figura 5.3. Decaimiento de los elementos tras una reacción de fisión.

Una vez utilizado el combustible nuclear y en caso de que el ciclo de combustible sea cerrado se procede al reprocesamiento de residuos. Este proceso sólo es llevado a cabo en el mundo en Francia y en el Reino Unido como se ha indicado en el apartado anterior, aunque existen países que también trabajan con el ciclo de combustible cerrado contratando los servicios de las ya conocidas plantas de reprocesamiento de La Hague o Sellafield.

5.2. Reprocesamiento de residuos.

El reprocesamiento de combustible nuclear llevado a cabo en Francia y Reino Unido tiene como objetivo la recuperación del combustible ya utilizado para fabricar combustible nuevo.

Además de llevar a cabo este proceso, el reprocesado permite separar los productos de la fisión nuclear de los elementos transuránicos. Estos últimos pueden ser utilizados con el combustible nuclear para introducirlos en el reactor y disminuir de manera considerable sus vidas medias.

Aparte de contar con productos de la fisión y con radionúclidos transuránicos, el combustible nuclear ya utilizado cuenta con una buena cantidad aprovechable de U_{235} y U_{238} que sin duda será reutilizada. En el siguiente esquema se puede observar el reprocesamiento de combustible nuclear para separar los residuos de alta actividad.

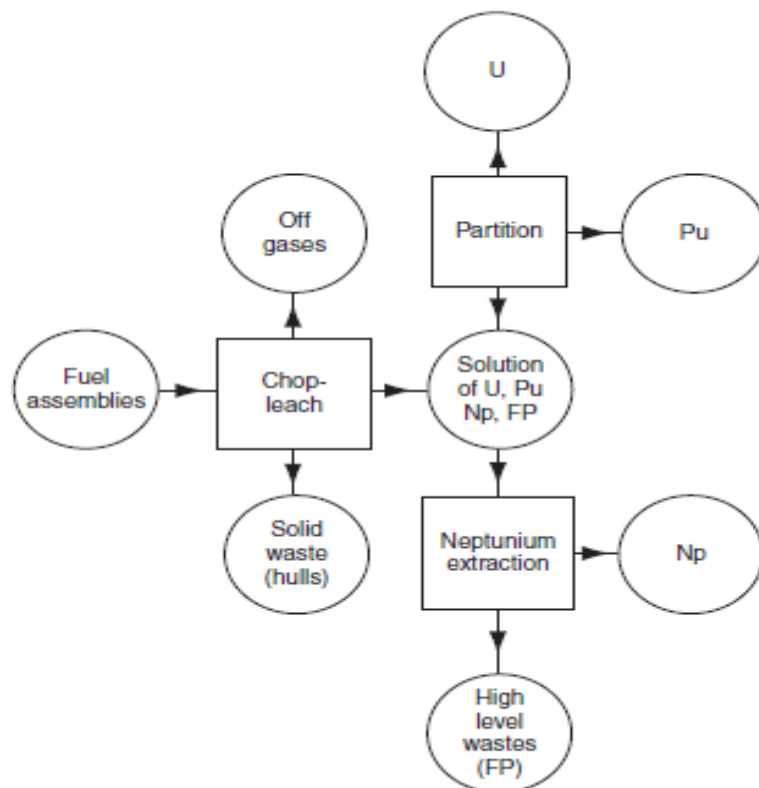


Figura 5.4. Esquema del reprocesamiento de barras de combustible nuclear.

En la figura 5.4. se observa cómo se desarrolla el reprocesado desde la obtención de las barras de combustible ya gastadas en el núcleo de un reactor nuclear. Primero y tras obtener el lixiviado correspondiente de las barras se separa el metal de las propias barras y las sustancias gaseosas remanentes. Se obtiene así una solución de uranio, plutonio, neptunio y otros elementos que es tratada para obtener finalmente el residuo de alta actividad ya separado de los elementos radiactivos.

El uranio obtenido del reprocesamiento es susceptible de sufrir un nuevo enriquecimiento para volver a ser introducido como combustible en el reactor nuclear después de aplicarle una centrifugación gaseosa para la separación de sus isótopos. El plutonio puede ser utilizado para la fabricación de combustibles MOX que pueden formar parte del combustible introducido en el núcleo de un reactor, aunque hay que tener en cuenta las grandes precauciones a tomar ante la exposición de los operarios al plutonio.

También hay que tener en cuenta la gran cantidad de gases radiactivos emitidos durante el reprocesamiento ya que elementos como el yodo o el kriptón en el estado gaseoso en el que aparecen emiten una gran radiactividad.

Como conclusión se puede afirmar que el uso de una planta de reprocesamiento nuclear es positivo por diferentes motivos como la reutilización del combustible nuclear ya fisionado en el reactor, la separación de los residuos de alta actividad de los isótopos radiactivos que aparecen tras la fisión para tratar estos isótopos individualmente, un enriquecimiento menor del uranio obtenido ya que el combustible que sale del reactor mantiene un 1,5 o 2% de U_{235} , la posible fabricación de combustibles MOX o mezcla de óxidos para complementar al UO_2 , etc.

Pero pese a que pueda parecer que un centro de reprocesamiento de residuos nucleares sólo ofrece ventajas al disminuir la vida media de los residuos de alta actividad o debido a la reutilización del combustible nuclear ya extraído del reactor, puede dar lugar a problemas de proliferación nuclear y al desarrollo de armas nucleares de manera clandestina. Este es el motivo por el que por ejemplo EEUU, con su política de utilización pacífica de la energía nuclear, no cuenta con una planta de reprocesamiento de combustible nuclear.

Otro tema de discusión es el aspecto económico, ya que parece ser que el hecho de realizar un ciclo cerrado de combustible con una planta de reprocesamiento resulta más caro que mantener el ciclo abierto realizando directamente el almacenamiento del combustible. La mayoría de naciones que tienen una considerable reserva de uranio o que pueden obtener el mismo mediante acuerdos con empresas de países que practiquen su minería no ven la necesidad de utilizar una planta de reprocesamiento de combustible. Los autores difieren en este tema, ya que mientras unos se posicionan a favor de las instalaciones de reprocesamiento nuclear otros, de manera contraria, consideran que no son necesarias mientras las reservas de uranio permanezcan suministrando combustible.

En la figura 5.5. adjunta se puede ver la dimensión de una instalación de reprocesamiento de combustible nuclear. Se hace referencia aquí a la planta de Sellafield, en las instalaciones de la antigua planta nuclear de Calder Hall en el Reino Unido.



Figura 5.5. Planta de reprocesamiento nuclear de Sellafield.

5.3. Gestión y almacenamiento de los residuos.

Una vez obtenidos los residuos del ciclo de combustible nuclear, ya sea este abierto o cerrado, hay que proceder a su gestión y almacenamiento en función del tipo de residuo obtenido.

Primero, se estudian los residuos de media y baja actividad y después los residuos de alta.

5.3.1. Residuos de media y baja actividad.

En el ciclo de combustible nuclear, incluyendo las plantas de potencia y las plantas de fabricación de combustible se producen aproximadamente dos tercios del volumen anual de residuos de media y baja actividad. El resto proviene de hospitales o centros de investigación que trabajan con isótopos radiactivos.

En las plantas de tratamiento de residuos de este tipo se utilizan técnicas cuyo objetivo es reducir el volumen que estos ocupan de cara a su almacenamiento. A continuación se define cómo se llevan a cabo estos tratamientos.

Una de las técnicas más utilizadas es la incineración, donde los gases de escape son filtrados y es en las cenizas donde se encuentra la mayor parte de la radiactividad tras realizar esta disminución de volumen.

Otro método es la compactación, en el cual se aplica una gran presión para reducir el volumen de residuos y de esta manera el residuo se vuelve más estable de cara a posibles perturbaciones durante su almacenamiento.

Una tercera técnica es la molienda o trituración del residuo, mezclando el mismo con un aglutinante como puede ser hormigón para formar un sólido estable.

En España estos residuos son almacenados en la instalación nuclear situada en El Cabril (Córdoba), siendo este el único almacén de residuos de media y baja actividad de todo el país. Esta instalación cuenta con unas 1100 hectáreas de las cuales cerca de 20 están destinadas al almacenamiento de los residuos. En la figura 5.6. se puede observar una cámara de almacenamiento de la instalación.



Figura 5.6. Celda de almacenamiento de la instalación ubicada en el Cabril.

Los residuos de media y baja actividad son incorporados en bidones de unos 220 litros de capacidad cada uno contando cada bidón con una matriz de hormigón reforzado. Estos bidones se disponen en el interior de un contenedor de hormigón que, a su vez, es relleno de una mezcla formada por hormigón y mortero.

Los contenedores se almacenan en las celdas similares a la observada en la figura anterior. Existen en el Cabril 28 celdas con una capacidad de almacenamiento de 320 contenedores cada una en su interior, contando cada contenedor con una capacidad de 18 bidones.

Los residuos de muy baja actividad son materiales sólidos, generalmente chatarras y escombros que están mínimamente contaminados. Estos pueden llegar a la instalación en sacas, bidones o contenedores y ser almacenados directamente en una estructura específica de almacenamiento o bien pasar primero al área destinada a su tratamiento en el caso de que fuera necesario.

Según las estimaciones realizadas por la empresa gestora ENRESA, se calcula que la instalación nuclear de almacenamiento ubicada en el Cabril se encontrará en su capacidad máxima cerca del año 2030.

5.3.2. Residuos de alta actividad.

El tratamiento llevado a cabo sobre los residuos de alta actividad depende del ciclo del combustible utilizado. En el caso del ciclo cerrado donde se aplica el reprocesamiento del combustible nuclear, el primer paso es la inmovilización del residuo. De manera contraria, en el caso en el que el combustible no sufra reprocesado, se pueden dar diversas opciones.



Cuando el ciclo de combustible es cerrado el método más popular es la mezcla química de residuos húmedos con vidrio pulverizado similar al “Pyrex”. Estos vidrios “Pyrex” son vidrios conocidos también como boro-silicatos (80% de SiO_2), caracterizados por su gran durabilidad y su buena resistencia al choque térmico.

Con ello, se calienta la mezcla en un horno y se introduce en unos contenedores de metal. El residuo de alta actividad ya solidificado puede ser almacenado de manera convencional. Esta forma vitrificada del residuo es susceptible de soportar el lixiviado de agua durante cientos de años.

Figura 5.7. Residuo de alta actividad vitrificado.

Si el ciclo de combustible no es cerrado, una de las opciones es la colocación de los ensamblados de combustible en un contenedor agrupándolas. En este caso, se puede utilizar un metal fundido como relleno como bien puede ser el plomo.

Una vez obtenidos los contenedores del ciclo abierto con el combustible nuclear en el interior se han planteado diversas posibilidades para tratar estos residuos, desde su envío al espacio hasta su almacenamiento en la Antártida pasando por su hundimiento en el fondo del océano contando cada uno con sus respectivos problemas sociales.

La mayoría de las centrales nucleares mantienen los residuos obtenidos del proceso de fisión nuclear en el interior de piscinas refrigeradas a la espera de poder trasladarlos a almacenes centralizados. En muchos países, ya se encuentran en funcionamiento este tipo de almacenes que optimizan la gestión de los residuos nucleares al concentrarlos todos en una única ubicación.

La idea más aceptada es la del diseño de un almacén de residuos de alta actividad con varias barreras de seguridad. La primera barrera de seguridad sería la forma en la que se lleva el residuo al almacén que, por ejemplo, puede ser en estado vitrificado. La segunda barrera sería el contenedor, ya que el material debe ser muy compatible con el paso del tiempo planteándose así la posibilidad de construir estos contenedores en acero inoxidable o aleaciones de cobre o níquel. El tercer nivel de seguridad es la adición de una capa de arcilla u otro material de este tipo que prevenga de una posible entrada de agua al contenedor. Un cuarto nivel de seguridad tendría que ver con un relleno de hormigón o algún tipo de roca. Finalmente, la quinta barrera de seguridad está relacionada con el medio donde se construya el almacén de larga duración ya que debe ser estable para contener el decaimiento de los productos de la fisión durante mucho tiempo.

En la actualidad una instalación de este tipo se conoce como almacén temporal centralizado o ATC. La idea de este tipo de instalaciones de almacenamiento es gestionar y almacenar de forma segura el combustible nuclear ya utilizado. Estos almacenes están pensados para una vida útil de unos 50 años, y en el caso de que el ciclo de combustible nuclear sea cerrado suelen estar situados cerca de una planta de reprocesamiento. En el mundo existen varios almacenes temporales centralizados en distintos países como pueden ser Alemania, Estados Unidos, Francia, Reino Unido o Rusia.

Una idea que va más allá en el almacenamiento de residuos nucleares de alta actividad y larga duración es la creación de un almacenamiento geológico profundo o AGP. Este tipo de instalaciones es el lugar donde se espera que estén almacenados los residuos nucleares durante varios miles de años y de manera definitiva, lo que los diferencia de los almacenes temporales. El objetivo de estos almacenes es el mantenimiento seguro de los residuos nucleares durante miles de años evitando las fugas de radiación que puedan dañar a las personas y al entorno ambiental.

La creación de una instalación de almacenamiento geológico profundo es un tema más complicado que un almacén temporal centralizado. El único AGP en funcionamiento en el mundo en la actualidad se encuentra en el estado de Nuevo México, destinado al almacenamiento de los residuos nucleares producidos en las plantas estadounidenses. En 2010 fue desestimado el proyecto que se estaba llevando a cabo en Estados Unidos en las montañas de Yucca, en el estado de Nevada. A día de hoy, continúa en investigación el desarrollo del proyecto de AGP en el complejo nuclear de Olkiluto situado en Onkalo (Finlandia) y que, si todo avanza según lo esperado, dicha instalación estará habilitada cerca del año 2020. En la figura 5.8. se puede observar el complejo nuclear finlandés.



Figura 5.8. Complejo nuclear de Olkiluto.

A nivel nacional, en España no existe aún un almacén temporal centralizado a día de hoy aunque si hay uno que se encuentra en construcción. El ATC que comenzará a funcionar en el año 2017 o 2018 se encuentra en la localidad de Villar de Cañas, en la provincia de Cuenca, y se espera un funcionamiento del mismo durante unos 60 años. En la figura 5.9. se puede observar un esquema del diseño que tendrá el almacén cuando comience su funcionamiento.

El complejo nuclear situado en el Cabril está regulado por el Sexto Plan de Residuos Radiactivos elaborado por la empresa ENRESA a petición del gobierno de España. En dicha ley quedan recogidos algunos puntos clave para la gestión de los residuos nucleares de media y baja actividad en el país desde que estos salen de las centrales nucleares hasta que llegan a su destino.

En el mismo se trata la cantidad de residuos generados por las plantas españolas, el volumen de residuos generados consecuencia del desmantelamiento de cada central y los residuos que se obtienen de instalaciones como la fábrica de barras de combustible de Juzbado o los isótopos obtenidos tanto de hospitales que utilizan la medicina nuclear como de laboratorios de investigación.

Ya está en desarrollo el Séptimo Plan de Residuos Radiactivos por parte del gobierno, en el cual se comenzará a tener en cuenta la gestión de los residuos de alta actividad en vista al próximo funcionamiento del almacén temporal centralizado de Villar de Cañas.

DISEÑO CONCEPTUAL DEL ATC

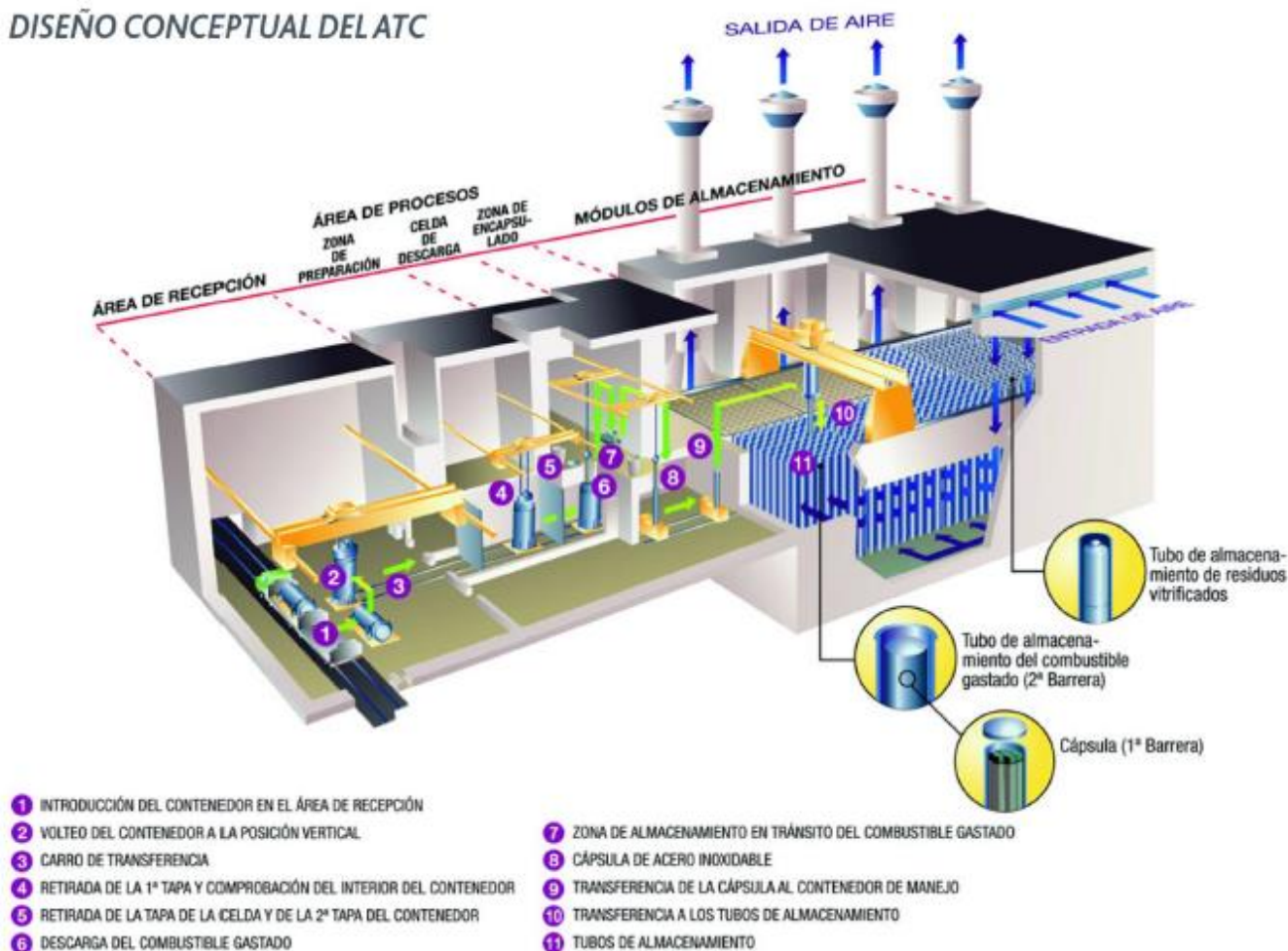


Figura 5.9. Esquema conceptual del ATC de Villar de Cañas.

5.4. Transporte de residuos.

El transporte de los residuos nucleares producidos puede ser llevado a cabo tanto por carretera como por ferrocarril.

En función del medio de transporte utilizado, los vehículos donde va a ser transportado el combustible nuclear requieren una protección especial para evitar tanto fugas al ambiente como fugas por posibles impactos externos sobre el transporte. Estas protecciones van desde envueltas para blindaje de neutrones o envueltas exteriores de acero hasta elementos absorbedores de impacto en caso de accidente.

Existe una extensa normativa de seguridad elaborada por la IAEA para la homologación de los embalajes de combustible nuclear. Dichos embalajes deben ser testados para soportar diferentes ensayos y comprobar así la resistencia de los materiales. Estos ensayos incluyen la caída libre desde una altura elevada del contenedor, una caída libre sobre un punzón de acero, un ensayo de resistencia al fuego, un ensayo de inmersión en agua durante una hora para garantizar la estanqueidad del contenedor. Una vez superados todos estos ensayos, el contenedor es considerado apto para almacenar el combustible nuclear gastado en la central.

Generalmente, el ferrocarril suele ser la mejor forma de transportar los residuos nucleares debido a las ventajas que presenta en cuanto a la reducción del número de embalajes a transportar y por la mayor seguridad que ofrece.

Este transporte por ferrocarril se ve complementado con el transporte por carretera, que suele ser mejor para trayectos cortos.

6. Seguridad en centrales nucleares.

El estudio de la seguridad en centrales nucleares es siempre un tema muy complicado de abordar. Ello es debido a que, pese a ser las instalaciones con mayor nivel de seguridad del mundo, un fallo en las mismas es susceptible de provocar daños a las personas y al ambiente de manera incomparable al resto de industrias.

Este hecho que provoca que no haya permisividad de fallo en este tipo de plantas de potencia, se une al fenómeno de alarma social producido en contra de la energía nuclear en muchos de los países que la utilizan para producir electricidad.

A lo largo de la corta historia de la energía nuclear, los siniestros producidos en las centrales han sido mínimos en comparación con cualquier otra industria. Sin embargo, los accidentes graves acontecidos han sido determinantes en el devenir de esta fuente de energía de cara a la percepción de las personas sobre la energía nuclear.

La Escala Internacional de Eventos Nucleares, más conocida por sus siglas en inglés como escala INES, fue introducida por la IAEA para permitir la comunicación sin falta de información sobre accidentes nucleares. Así se facilita el conocimiento de los medios de comunicación y de las personas acerca de la importancia de la seguridad en el campo de la energía nuclear.

La escala INES pretende clasificar los accidentes nucleares entorno a varios niveles de peligrosidad. Pretende ser logarítmica, con una interpretación similar a la escala Richter para el estudio de los terremotos. La escala clasifica los accidentes nucleares desde el nivel 0, que es una desviación del funcionamiento sin ninguna trascendencia sobre la seguridad de la central hasta el nivel 7, que es el mayor desastre posible poniendo en riesgo a la personas y al medio ambiente debido a una gran liberación a la atmósfera de material radiactivo. En la figura 6.1. se puede observar cómo se representa la escala y cómo son clasificadas las anomalías.

En este documento se describen a continuación los accidentes nucleares más importantes de la historia que se han producido en las instalaciones relacionadas con la energía nuclear.

Estos accidentes han tenido a lo largo del desarrollo de las plantas nucleares una tremenda importancia, ya que con motivo han condicionado el diseño y funcionamiento de las centrales nucleares que han sido puestas en marcha después de que sucedan. Ordenados de manera cronológica, se explican aquí los sucesos de Mayak o Kyshtym, Windscale, Three Mile Island, Chernóbyl, Tokaimura y Fukushima.

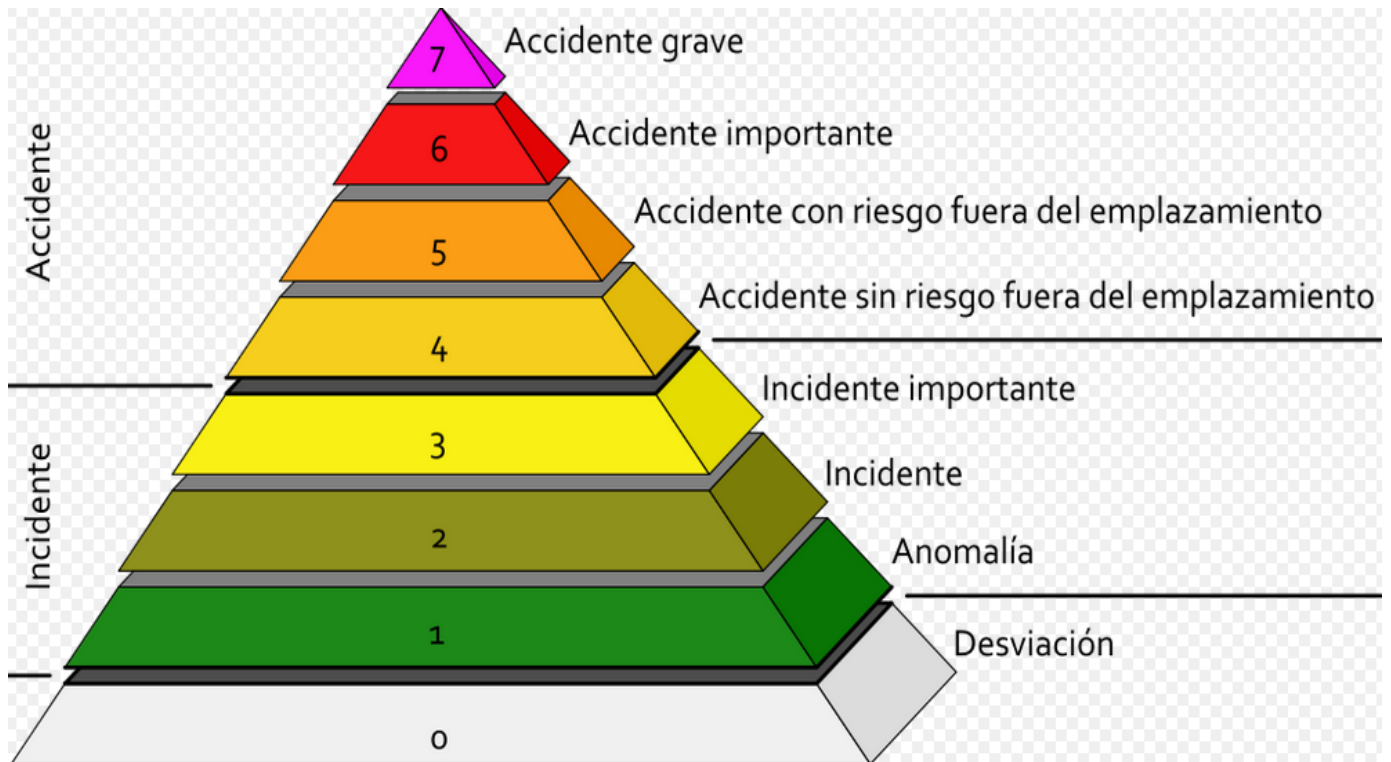


Figura 6.1. Escala INES de accidentes nucleares.

6.1. Principios de seguridad nuclear.

Inicialmente, la elaboración de la licencia una central nuclear se basa en un análisis de posibles riesgos. Es esencial que no escapen productos radiactivos del reactor en caso de accidente y, en caso de que escapen, se debe evitar que estos lleguen a la población.

La seguridad de una central nuclear se basa en múltiples barreras como son el propio combustible que se encuentra en estado gaseoso, el recubrimiento de zircalloy en las barras de combustible, el circuito de refrigerante y su gran cantidad de filtros, la vasija del reactor fabricada con materiales resistentes, un edificio de contención dimensionado suponiendo que se vaporiza todo el refrigerante, etc. A todo esto hay que sumar que la instalación va a estar ubicada en una zona con una buena estabilidad geológica y poco habitada, y que se va a elaborar un plan de evacuación en caso de siniestro.

El diseño debe ser llevado a cabo de forma que se favorezca al máximo la seguridad, empleando únicamente materiales testados y mediante la existencia de unos indicadores redundantes para todas las variables de trabajo colocados en varios puntos de la central. Aparte, debe facilitarse la inspección periódica de la planta siempre que esta vaya a ser realizada.

Se debe planificar suponiendo que van a ocurrir accidentes aunque estos puedan parecer improbables y programar unos sistemas para minimizar el daño. A la hora de llevar a cabo el diseño de los sistemas de emergencia de la central hay que tener en cuenta la situación catastrófica de que varios de estos sistemas fallen a la vez.

Se deben incluir sistemas redundantes de parada de la central y sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, también conocidos como ECCS (Emergency Core Cooling System), que funcionarán con un generador de electricidad totalmente independiente de la central.

Estos sistemas de refrigeración de emergencia deben estar preparados para actuar contra el caso más común de fallo en el sistema, que es la pérdida de refrigerante del reactor o LOCA (loss of coolant accident). En el caso de que se produzca un LOCA se bajan o suben las varillas de control del reactor y, aunque se siga produciendo calor emitido por los productos de la fisión nuclear, se sabe que esta producción decae exponencialmente disminuyendo la potencia a los 120 MW en unos diez segundos y a unos 20 MW en un día.

6.2. Accidentes importantes en centrales.

Aunque la escala INES califique todos los sucesos acontecidos en una central nuclear, en este documento quedan recogidos los más graves al ser los que más han influido en el desarrollo de dicha tecnología con el paso del tiempo.

Es por esto que todos los sucesos descritos en este documento están calificados según dicha escala con nivel 4 o superior.

6.2.1. Kyshtym.

El accidente de Kyshtym fue un suceso de contaminación radiológica que tuvo lugar el 29 de septiembre de 1957 en Mayak, una planta de reprocesamiento nuclear ubicada en la antigua Unión Soviética. Se produce en la localidad de Ozyorsk, una ciudad cerrada construida alrededor de la planta de Mayak. Este accidente es conocido como de Kyshtym debido a que, en aquel momento, esa era la ciudad más grande de la zona.

Este fenómeno está clasificado con un nivel de peligrosidad de 6 en la escala INES, lo que lo convierte en el tercer accidente nuclear más peligroso de la historia tras el desastre de Chernóbyl y el de Fukushima.

Al terminar la Segunda Guerra Mundial, la URSS quedó atrás respecto de los Estados Unidos en el desarrollo de armas nucleares por lo que comenzó a desarrollar de manera apresurada un programa de investigación para producir misiles de tipo nuclear. El hecho de que la planta fuera construida de manera rápida y sin demasiadas consideraciones ambientales hace que el funcionamiento de las instalaciones fuera cuanto menos peligroso y contaminante.

La planta funcionaba con seis reactores nucleares tipo RBMK de baja potencia refrigerados por un lago de la zona funcionando en ciclo abierto, por lo que el agua descargada en el proceso de refrigeración estaba contaminada. Esta agua contaminada pasaba del lago donde se producía la refrigeración a un río, y de allí al océano Ártico.

El accidente de septiembre de 1957 se produjo cuando un fallo en el sistema de refrigeración de un tanque que almacenaba desechos nucleares disueltos provocó una explosión no nuclear que liberó al ambiente aproximadamente 20 MCi (unos 740

petabecquerels) de radiación. En el siguiente mapa de la figura 6.2. se ve la zona afectada por la radiación.

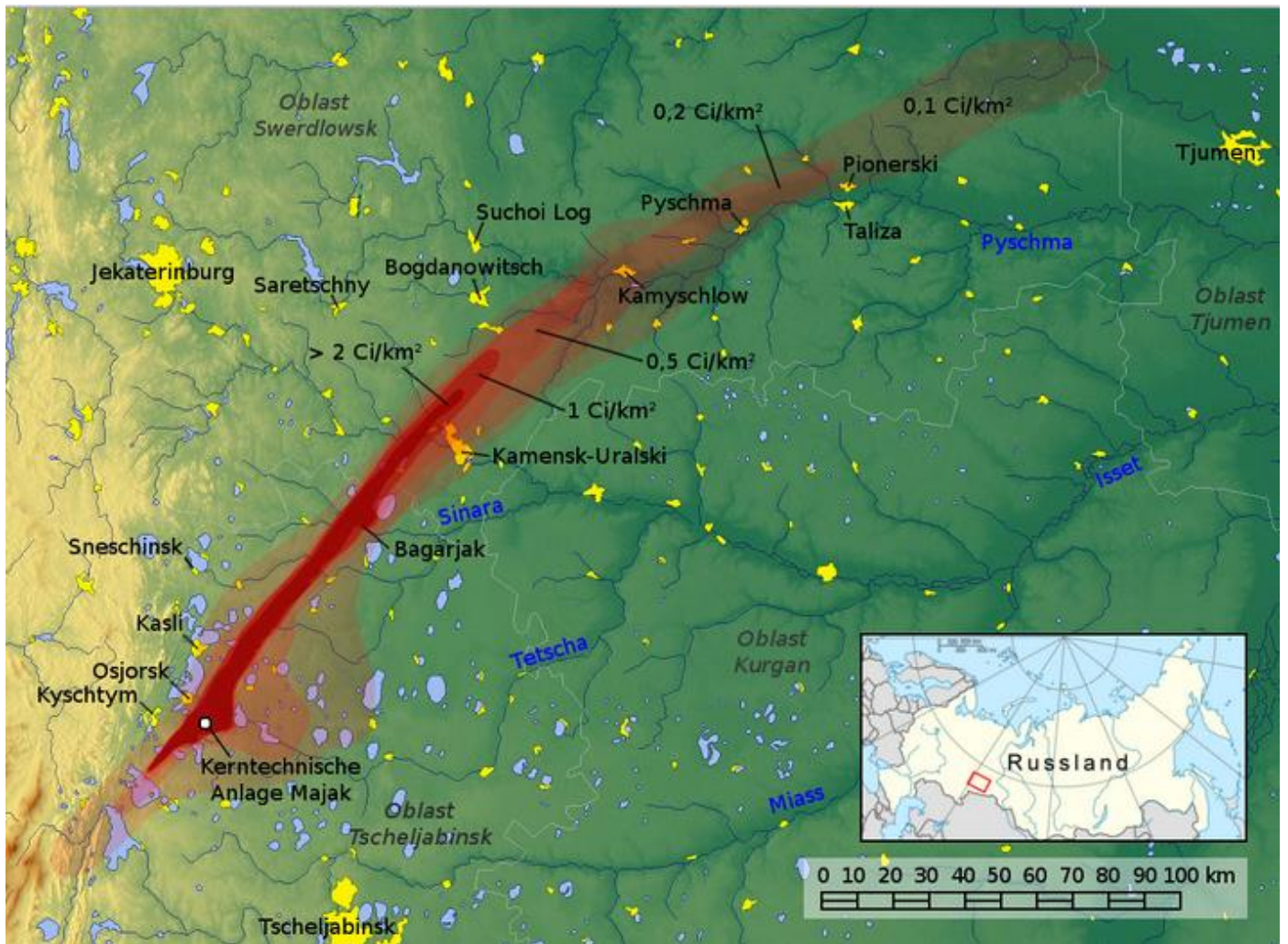


Figura 6.2. Mapa indicativo de la radiación tras el accidente de Kyshtym.

Debido al ocultismo del régimen soviético sobre el accidente, hasta finales de la década de los 70 no se supo nada por lo que se mantuvo en absoluto secreto y fue en Inglaterra donde se realizaron las primeras publicaciones acerca del desastre de la mano de un biólogo ruso. Los datos indican que al menos unas 200 personas murieron debido a la radiación, unas 10000 tuvieron que ser evacuadas de sus casas y casi medio millón de personas estuvieron expuestas a la radiación consecuencia del accidente.

6.2.2. Windscale.

De la misma forma que la Unión Soviética, el Reino Unido quería estar a la vanguardia en cuanto a la energía nuclear en la carrera armamentística de países. Por lo tanto, se embarcó en un programa para desarrollar su propia bomba atómica tan rápido como fuera posible. Así, se produce la construcción de los dos reactores de la planta nuclear de Windscale funcionando moderados por grafito y refrigerados por aire.

Para acordar un tratado de armas nucleares con EEUU, el Reino Unido debía demostrar que tecnológicamente estaban capacitados para ello. Es en ese momento cuando Estados Unidos ya ha desarrollado la bomba de hidrógeno, lo que modifica totalmente los planes de los británicos. Al no tener ninguna instalación para producir el tritio necesario deciden utilizar los reactores de Windscale, aunque para ello se necesitan unas temperaturas más altas que para la producción de plutonio. Se modifica así el sistema de refrigeración del núcleo y se consigue la obtención de tritio forzando la planta algo más allá de sus límites pese a la disconformidad de algunos técnicos.

El día 7 de octubre del año 1957 los operadores de la planta comienzan un ciclo de trabajo poniendo a funcionar los ventiladores de refrigeración a baja energía y estabilizando el reactor a baja potencia. Al día siguiente, al aplicar un segundo recalentamiento nuclear los termopares instalados no reflejaron los niveles de presión y temperatura correctos que se estaban dando en el reactor por lo que no se creó ningún tipo de alarma a pesar de que las tasas de calor producido eran muy elevadas. Cuando, el día 10 de octubre, se observa que los lectores estaban dando datos situados en el tope de la escala se declaró el estado de emergencia en el reactor.

Debido a los fallos producidos en los aparatos de medida remota, unos operarios examinaron con ropa protectora el estado del reactor y se observa que el combustible estaba al rojo vivo consecuencia del calor alcanzado. El incendio en el interior del núcleo del reactor había empezado 48 horas antes de esta inspección.

Como medidas para apagar el incendio que estaba teniendo lugar se intenta en primera instancia aumentar la potencia de los ventiladores de la instalación, pero esto no hizo sino avivar el fuego. Se pretendía también la movilización de las barras de combustible que aún no habían comenzado su ignición pero esto tampoco fue posible. Los niveles de radiación recibidos por los operarios ya eran considerables aunque, pese a ello, se realizó otro intento tratando de extinguir el fuego utilizando dióxido de carbono del sistema de refrigeración de los reactores tipo GCR adjuntos de la planta de Calder Hall pero tampoco fue un método efectivo. Una medida desesperada fue el intento de apagar el fuego del reactor con agua pese a que podían darse las condiciones para que se liberara hidrógeno, que al reaccionar con el aire ambiental causaría una grave explosión.

El incendio comenzó a extinguirse y el agua se mantuvo fluyendo a través del reactor durante unas 24 horas hasta que el reactor quedó totalmente refrigerado. El tanque del reactor nuclear ha permanecido sellado desde el accidente y aún se estima que contiene unas 15 toneladas de combustible de uranio. Se llegó a pensar que el combustible restante podría volver a incendiarse pero unos años más tarde se desarrolló un estudio que descartaba esta posibilidad. Aun así, el desmantelamiento de este reactor no está previsto hasta cerca del año 2040.

Clasificado según la escala INES de accidentes como suceso de nivel 5, en el incendio de Windscale hubo una fuga de material radiactivo que se dispersó a través del Reino Unido y Europa. Se estima que el accidente liberó unos 20000 Ci de radiación

(unos 740 terabecquerels), lo cual es 1000 veces menos que el accidente de Kyshtym aunque existen investigaciones que informan de que la radiación fue algo mayor.

La presencia de filtros depuradores en las chimeneas de la planta de Windscale logró una contención parcial y de esa forma minimizó el contenido radiactivo del humo que escapaba hacia el ambiente durante el incendio. Durante su instalación fueron duramente cuestionados, y el técnico John Cockcroft recibió muchas críticas por su decisión respecto a dichos filtros debido a su coste y a que su instalación no era sencilla. Si no hubiera sido por la presencia de estos filtros, se ha estimado que la emisión a la atmósfera habría sido un 25% superior.

Las mayores víctimas del accidente fueron los operarios que trabajaban en la instalación, pues durante las varias comprobaciones sobre la permanencia del fuego en el interior del reactor recibieron grandes dosis de radiación que resultaron irreparables.

6.2.3. Three Mile Island.

A diferencia de los acontecimientos producidos en Kyshtym y Windscale, el accidente nuclear de Three Mile Island tuvo lugar en una época en la que los reactores nucleares tienen un uso fundamentalmente civil y están dedicados a la producción de energía eléctrica.

Este suceso tuvo lugar el 28 de marzo de 1979 en la planta estadounidense de Three Mile Island cerca de la ciudad de Harrisburg, en el estado de Pennsylvania. Esta central nuclear, que puede ser observada en la figura 6.3., funcionaba con dos reactores tipo PWR de unos 900 MW de potencia cada uno.



Figura 6.3. Central nuclear de Three Mile Island.

Durante una inspección de mantenimiento cotidiana de la central, unos operarios llevan a cabo la limpieza de una serie de filtros del circuito secundario. Erróneamente, realizan dicha limpieza con agua a presión y, como consecuencia, el agua se introdujo por

conductos por los que no debía y se atascó una válvula del circuito. Como consecuencia se desencadenan una serie de hechos que provocan el accidente nuclear, catalogado como accidente de nivel 5 en la escala INES.

La bomba de impulsión de agua del circuito secundario de la central se detiene y con ello deja de llegar agua al generador de vapor que conecta con el reactor. Como no se produjo una evacuación del calor, el núcleo comienza a calentarse aumentando su temperatura con el paso del tiempo. Cerca de las cuatro y media de la mañana siguiente el núcleo del reactor empieza a fundirse.

Se produce un LOCA y el reactor se detuvo consecuencia de que las barras de control absorbedoras de neutrones bajan y se introducen en el núcleo frenando la reacción. En este momento, los ingenieros que trabajaban en la planta pensaban que sólo había ocurrido una emergencia menor sin saber que una válvula del ECCS quedó abierta debido a las deficiencias del sistema de control e instrumentación de la central. Al pensar que el sistema funcionaba con normalidad y que el sistema de válvulas se encontraba cerrado, los técnicos desconectan el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo aumentando de esta manera la dimensión del accidente.

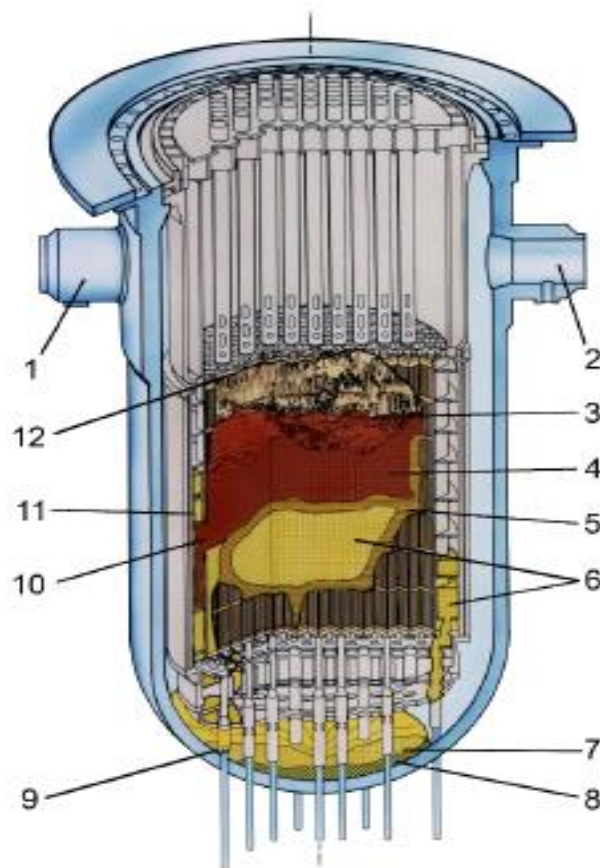


Figura 6.4. Estado del núcleo del reactor 2 de TMI tras el accidente.

Al aumentar la concentración de calor en el núcleo del reactor, el agua del mismo comenzó su ebullición dañando los equipos como se puede ver en la figura 6.4. Los

operarios seguían en ese momento sin ser conscientes de la gravedad de la situación debido a las lecturas incorrectas de la presión y del nivel del agua en el interior del reactor, y no es hasta las siete de la mañana cuando se declara la emergencia realizando una evacuación voluntaria de la zona.

Durante el accidente de la central de Three Mile Island se formaron una importante cantidad de gases radiactivos y se llegó a liberar una radiación de aproximadamente 2,5 MCi a la atmósfera. Este suceso ha sido objeto de estudio de las reacciones y la toma de decisiones de las personas cuando trabajan sometidos a una gran tensión. A raíz de que se produjera este accidente, se modificó el entrenamiento al que estaban sometidos los operarios que controlaban los reactores nucleares y se mejoraron los sistemas de control de las centrales para evitar este tipo de sucesos.

Como curiosidad, el 12 de marzo del mismo año tuvo lugar el estreno en Estados Unidos de la película “El síndrome de China”, cuyo argumento se basaba en un fallo por LOCA en una central nuclear. Dieciséis días después tuvo lugar el accidente nuclear de Three Mile Island.

6.2.4. Chernóbyl.

El accidente nuclear de Chernóbyl está considerado uno de los mayores desastres medioambientales de la historia. Sucedió el 26 de abril del año 1986 en la central nuclear Vladímir Ilich Lenin, a unos kilómetros de la ciudad que le da nombre y a unos 20 kilómetros de la frontera con Bielorrusia.



Figura 6.5. Central nuclear de Chernóbyl.

El complejo nuclear observado en la figura 6.5. anterior estaba formado por cuatro reactores de diseño soviético RBMK con unos 1000 MW de potencia eléctrica cada uno,

aunque estaba previsto aumentar la capacidad de la planta con dos reactores adicionales. El reactor número 4 de la central, que fue donde se produjo el accidente, era del año 1983. Situada la planta a orillas del río Prypiat, los reactores de la misma estaban refrigerados por un lago artificial construido con dicho propósito.

Hoy día se sabe que el diseño de los reactores de la planta nuclear de Chernóbyl no cumplía los requisitos de seguridad necesarios para su funcionamiento que, en esas fechas, ya se imponían a todas las centrales nucleares de occidente. El más importante de todos ellos es que la instalación no disponía de un edificio de protección adecuado para la contención de la radiactividad en caso de accidente.

Todo comienza cuando el día 25 se pretende realizar un test para comprobar la autonomía del reactor, ya que los técnicos pretenden comprobar si la central podría mantener las bombas de la instalación antes de que arrancaran los generadores diésel sin ningún tipo de alimentación exterior. Se baja la potencia al 50% de capacidad y se desconecta el ECCS. Cuando todo estaba preparado para la prueba, desde Kiev se ordena el mantenimiento de un cierto nivel de potencia debido a la demanda eléctrica por lo que el ensayo se retrasa hasta la noche del mismo día.

Comienza así el test, y a la hora de su comienzo produce un cambio de turno en la central. Los trabajadores más experimentados se retiran dejando paso a los más jóvenes. Si la prueba no se hubiera retrasado, estos técnicos inexpertos sólo habrían tenido que monitorizar el calor remanente del reactor.

Una vez reanudado, se sabe que se había acumulado xenón en el reactor actuando sobre la reacción en cadena en la absorción de neutrones. Se desconectó el sistema de las barras de control de emergencia automático y tras un fallo del sistema la potencia cayó a 30 MWt para después estabilizarse a unos 200 MWt. En una de las maniobras para intentar mantener la potencia del reactor estable, se suben las barras de control más de lo permitido y empezó así a caer la presión del reactor por lo que se cerraron válvulas asociadas a la turbina de vapor de la instalación funcionando estas por inercia.

Dada esta situación, los operarios comienzan la bajada de las barras de control hacia el núcleo del reactor pero esto aumentó la reactividad en la parte inferior del mismo debido a que los extremos de estas barras estaban hechos de grafito. En este momento, se activó el sistema de protección de emergencia de escalada utilizado en caso de criticidad del reactor. A las una y veintitrés minutos de la madrugada comienza la fusión del cuarto reactor nuclear de la central de Chernóbyl.

En el interior del reactor aumentó la presión del vapor por encima de sus límites y consecuencia de la fusión producida en el núcleo la potencia supero los 30000 MWt por lo que se produjo así la primera explosión. Con la primera explosión se vuela el bloque superior del reactor (figura 6.6.), parando completamente el flujo de refrigerante y vaporizando el resto por lo que así aumentó la reactividad del núcleo. Unos segundos más tarde se produjo una segunda explosión en el reactor, cuyo motivo es desconocido aunque

si es cierto que puede estar asociada al incremento de vapor, al hidrógeno liberado en las reacciones o a una explosión nuclear.

Para hacer una idea de la exposición a la radiación de la zona, en España una persona que trabaja en una instalación nuclear debe recibir por ley como máximo unos 20 mSv anuales de radiación. En la central de Chernóbyl se alcanzaron los 300 Sv por hora en el núcleo del reactor, entre 150 y 200 en los fragmentos de combustible, 50 en la sala de agua de alimentación y entre 3 y 5 Sv por hora en la sala de control donde se encontraban los ingenieros que operaban la planta.



Figura 6.6. Central nuclear de Chernóbyl tras el accidente.

Una vez que se produce la explosión, el grafito y otras sustancias contenidas en el interior del reactor empiezan a arder. Los operarios que se encontraban trabajando en la sala de control hasta que se produce la catástrofe sufrieron unos niveles de radiación mortales. El reactor número 3 de la central continuó su funcionamiento hasta las cinco de la madrugada del mismo día.

Minutos después del accidente, los bomberos asistieron a la central para apagar el fuego que cesó cerca de las siete de la mañana. Las llamas afectaban a varios pisos del reactor número 4 y existía riesgo de propagación hacia el reactor número 3. La actuación de estos bomberos hizo que las llamas no se extinguieran al resto de la planta nuclear, aunque recibieron unas dosis de radiación que tuvieron como consecuencia su muerte y varias lesiones graves.

El jefe del turno nocturno de la central en aquel momento, Aleksander Akimov, supuso que los aparatos de lectura de la radiación eran defectuosos ya que no creía posibles esos niveles de radiación. Akimov junto con la mayoría de operadores que trabajaron intentando bombear agua al reactor aquella madrugada murieron debido al envenenamiento sufrido por la radiación.

En la cercana ciudad de Prypiat se estaban alcanzando dosis 600000 veces superiores a la radiación de fondo natural atmosférica. No fue hasta 36 horas después del accidente de Chernóbyl cuando se llevó a cabo la evacuación de la ciudad, siendo demasiado tarde para las personas residentes en ella.

El ejército soviético se movilizó y con sus helicópteros arrojó sobre el núcleo del reactor una mezcla de materiales que consistía en arena, arcilla, plomo para contener la radiación gamma, dolomita y boro absorbente de neutrones para detener la reacción en cadena. El 13 de mayo de 1986 el reactor dejó de emitir radiación, una vez habían sido arrojadas unas 5000 toneladas de materiales a su interior.

Se inició la construcción de un túnel por la parte baja del reactor para implantar un sistema de refrigeración y disminuir así la temperatura pero jamás fue instalado, ya que dicho túnel se rellenó de hormigón para afianzar el terreno y evitar que el núcleo se hundiera y tuviera contacto con las aguas de los depósitos subterráneos. Una vez terminada esta tarea, se puso en construcción una estructura de hormigón denominada “sarcófago” que envuelve al reactor y lo mantiene aislado del exterior.

En todo el mundo no se supo del accidente de Chernóbyl una vez que este se había producido, lo cual lo hace más grave desde el punto de vista de muchos autores que el accidente de Fukushima. Fue en la central nuclear de Forsmark situada a 1100 kilómetros del suceso, en Suecia, donde se detectaron el día 27 de abril partículas radiactivas que se dedujeron provenientes de esa zona debido a los vientos dominantes de aquellos días. No fue hasta el día 14 de mayo de 1986 cuando la Unión Soviética, mediante un discurso extenso de Mijaíl Gorbachov, comunicó al mundo lo sucedido. Muchos medios de comunicación internacionales manifestaron que el informe minimizaba la magnitud de lo sucedido.

El suceso está calificado como nivel 7 en la escala INES de accidentes nucleares, siendo junto con el accidente de Fukushima-Daiichi el más grave producido. Los datos indican que 31 personas murieron inmediatamente y que unas 135000 personas fueron evacuadas de la zona tras unos días y no inmediatamente después de que el accidente se produjera. Este número de personas evacuadas incluye a los 50000 habitantes de la ciudad soviética de Prypiat, que a día de hoy se encuentra totalmente desierta y contaminada como consecuencia de la radiación. También se calcula que hubo entre 300000 y 600000 liquidadores afectados que trabajaron en las tareas de limpieza después del accidente en un radio de 30 kilómetros que se estableció como zona de evacuación. Hay una gran controversia acerca de los afectados por la radiación del accidente nuclear de Chernóbyl ya que existen informes que cifran en el millón de personas la cantidad de afectados por la radiación.

Como consecuencia del desastre, la IAEA realizó dos informes llamados INSAG-1 e INSAG-7. En el primero, se asocia la catástrofe a la mala gestión de la central por parte de los operarios mientras que en el segundo se critican los fallos en el diseño de la central. Los quince reactores RBMK que se encuentran funcionando en la actualidad han llevado a cabo mejoras en el diseño ya descritas en el punto 3.3.5.1. del documento para evitar anomalías en su funcionamiento.

6.2.5. Tokaimura.

En la mañana del 11 de marzo de 1997 en una planta de procesamiento de desperdicios de media y baja actividad se produjo un incendio que hizo sonar las alarmas de la instalación. La reacción de los operarios fue rápida, pues a los cuatro minutos arrojaron un metro cúbico de agua sobre el fuego extinguiéndolo.

Cuando parecía que la situación estaba controlada, durante la tarde de ese mismo día hubo una explosión que destrozó algunos muros y ventanas del edificio. Como consecuencia de dicha explosión unos 40 trabajadores de los 112 que estaban trabajando en la planta en ese momento estuvieron expuestos a unos niveles de radiación superiores a los normales aunque sin llegar a ser peligrosos.

En la misma localidad de Tokaimura se produjo otro accidente en una planta de reciclaje de combustible nuclear de una gravedad mayor durante la mañana del día 30 de septiembre del año 1999.

Se produjo una sobrecarga de uranio al haber aplicado 16 kg, unas siete veces más cantidad del elemento químico de lo recomendado. Este error no se habría cometido si se hubiera aplicado la medida de prevención de riesgos laborales que obliga a no usar recipientes que superen una cantidad mayor que la masa crítica.

Unos informes cifran que se superó el límite de lo permisible en 15000 veces mientras que otros afirman que se superó unas 40000. Se prohibió pescar y beber en las aguas cercanas al accidente, así como la explotación agrícola de la zona.

Unas 50 personas sufrieron daños de diversa gravedad y dos de ellas murieron consecuencia de la exposición a la radiactividad.

Ambos acontecimientos, tanto el de 1997 como el de 1999, están clasificados como un nivel 4 en la escala INES de accidentes nucleares. Este accidente acontecido en Tokaimura hace ver que no todos los siniestros relacionados con la energía nuclear provienen de las plantas de producción de potencia eléctrica.

6.2.6. Fukushima.

La central nuclear japonesa de Fukushima-Daiichi (figura 6.7.) consiste en un complejo situado a orillas del océano Pacífico con seis reactores de tipo BWR que llegaban a generar una potencia total de unos 4,7 GW eléctricos.

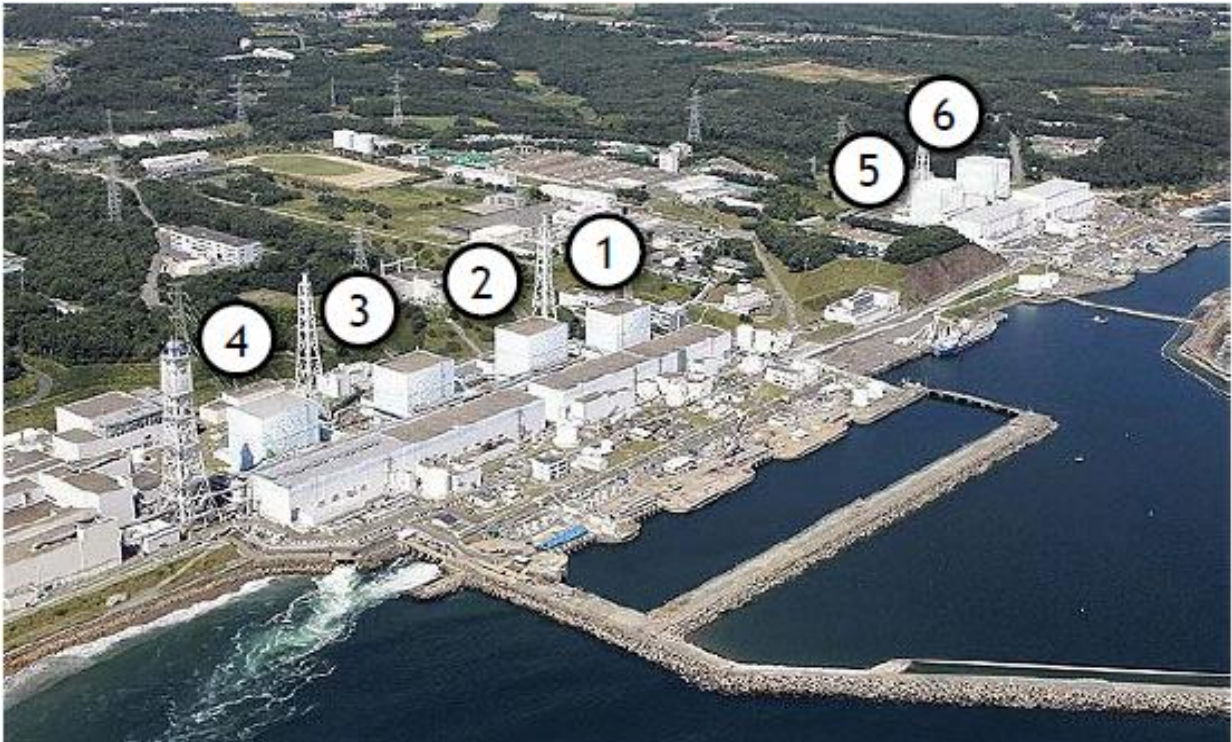


Figura 6.7. Central nuclear de Fukushima.

El día 11 de marzo de 2011 a las 14 horas y 46 minutos se produjo el terremoto de Tohoku o Sendai, de magnitud 9,0, en la costa noreste de la isla de Japón que cortó totalmente el suministro eléctrico de los habitantes. Está clasificado como el más intenso registrado en la historia del país, y el cuarto más intenso registrado en el mundo. Llegó a mover la isla de Honshu, la principal del archipiélago, unos 2,4 metros y generó un tsunami con olas superiores a 40 metros de altura.

En el momento del seísmo las unidades 1,2 y 3 de la central si se encontraban operativas mientras que las unidades 4,5 y 6 estaban paradas debido a un mantenimiento. Cuando se detectó el terremoto las unidades en funcionamiento se apagaron automáticamente con el sistema de bajada de las barras de control, al igual que se detuvieron otros 8 reactores nucleares de la zona.

Los reactores comienzan la refrigeración del núcleo utilizando la electricidad producida por los generadores diésel auxiliares pero a las 15 horas y 40 minutos se produce la llegada de un tsunami en la costa donde se ubicada la central con una altura de 15 metros, superando los 6 metros del muro de contención de la central. El tsunami inunda la mayoría de generadores, que no se encontraban a una altura apropiada para su funcionamiento en este caso por el diseño de la planta. Aunque algunos generadores si se encontraban a una altura correcta, sus controles estaban situados en los sótanos de la instalación. El agua también afectó al combustible almacenado en la central.

En la tarde de ese mismo día se produce la fusión del reactor número 1 de la planta de producción nuclear de Fukushima, comenzando la evacuación de la zona esa misma noche. Poco a poco se produce un aumento de las temperaturas en el interior de los reactores que provocan una reacción entre el agua y el zircalloy de las barras de

combustible, hecho que produce la liberación de hidrógeno. No fue posible abrir las válvulas de ventilación mediante un mecanismo eléctrico y, aunque fueron abiertas manualmente, se abrieron demasiado tarde.

El día siguiente se produce una explosión debido a la reacción del hidrógeno con el aire en el reactor 1. Dos días más tarde se produce el mismo fenómeno en el reactor 3 de la central. El día 15 de marzo se producen dos explosiones, una en el reactor número 2 y otra en el reactor número 4 pese a que no se encontraba en operación cuando sucedió el terremoto. El estado de la central tras las explosiones era el observado en la figura 6.8.



Figura 6.8. Central de Fukushima tras el accidente.

Con la primera fusión producida en el reactor número uno, se procedió a la inundación de los reactores con agua de mar borada para controlar la reacción en cadena. Esto provocó unos daños irreversibles al zircalloy de las barras de combustible, así como la aparición de nuevas reacciones químicas y una acumulación de sal en los equipos. Las piscinas de combustible también fueron refrigeradas aunque con agua de mar.

Las autoridades evacuaron un radio de veinte kilómetros alrededor de la planta declarando “estado de emergencia nuclear”, extendiendo dicho radio de evacuación primero a treinta y posteriormente a cuarenta kilómetros. Los trabajadores de la planta sufrieron exposición a radiación varias veces y fueron evacuados temporalmente en varias ocasiones.

El accidente fue calificado de nivel 7 según la escala INES y es, junto con el accidente de Chernóbyl, el accidente más grave de la historia de la energía nuclear.

Un tiempo después del accidente, se observó una grieta en la estructura de uno de los reactores que empezó a liberar material radiactivo al mar haciendo que el contenido

de yodo radiactivo en las aguas fuera 7,5 millones de veces superior al límite legal mientras que el cesio superaba su límite 1,1 millones de veces.

La empresa TEPCO, propietaria de la instalación, vertió al mar más de 11000 toneladas de agua contaminada por radiación para liberar espacio dentro de la central y así albergar otras aguas con un nivel de contaminación mayor en el interior de los reactores. El gobierno japonés cedió ante la presión de dicha compañía por renovar la licencia de la planta pese a que esta llevaba en funcionamiento desde al año 1971.

El accidente dejó unas 25 personas afectadas directamente por la radiación emitida y unas 200000 personas afectadas por evacuaciones. Sin embargo, pese al daño medioambiental producido, no fueron tantas las víctimas del accidente como en el caso de Chernóbyl. Esto es así sobre todo por la diferencia existente entre las medidas tomadas por los dirigentes políticos en un caso y en otro.

La IAEA ha emitido diferentes informes sobre lo acontecido en Fukushima. En dichos informes aconseja a las centrales nucleares de nuevo diseño que funcionen con sistemas pasivos de refrigeración del núcleo del reactor utilizando, por ejemplo, refrigeración directa con circulación natural del refrigerante.

6.3. Mejora en la tecnología de las instalaciones nucleares.

Como consecuencia de los accidentes nucleares producidos a lo largo de la historia, los diseños de las centrales nucleares van evolucionando en la búsqueda de unas instalaciones que no provoquen daño al medio ambiente. Se pretende que las centrales nucleares del futuro tengan una constante seguridad respecto a su funcionamiento y respecto a la gestión del combustible y de sus residuos.

Este es el objetivo de los reactores nucleares de tercera y cuarta generación ya estudiados en este documento en los apartados 3.4. y 3.5. Estos reactores de tercera generación pretenden potenciar el uso de los elementos pasivos de seguridad en caso de emergencia utilizando métodos relacionados con la circulación natural o la fuerza de la gravedad, así como una mejora de los elementos activos como bien puede ser el edificio de contención del reactor.

Respecto a los reactores de cuarta generación, se espera de estos un funcionamiento óptimo mejorando el rendimiento de la planta y minimizando los residuos utilizando el ciclo de combustible cerrado. El problema es que no se espera su puesta en funcionamiento hasta, como mínimo, el año 2030.

Quizás el modelo VHTR comience su funcionamiento antes aunque todo dependerá de cómo evolucione la tecnología de los materiales a utilizar, la energía nuclear y la economía hasta entonces.

Aunque el margen de error sea muy pequeño en esta tecnología y ya se hayan producido varios accidentes de gran gravedad, se tiene depositado un gran optimismo en estos reactores avanzados de cuarta generación.

7. Referencias.

[1] Libro: F. Drbal, Lawrence (1996). Black & Veatch, Power Plant Engineering, Chapter 23: Nuclear Power. EEUU, editorial Springer.

[2] Libro: D. Ferguson, Charles (2011). Nuclear Energy: What everyone needs to know. EEUU, editorial Oxford University Press.

[3] Artículo: HEE CHEON NO, JI HWAN KIM y HYEUN MIN KIM (2007). A review of helium gas turbine technology for high-temperature gas-cooled reactors. Corea del Sur, Instituto de ciencias y tecnología avanzada de Corea. Departamento de ingeniería cuántica y nuclear.

[4] Publicación: International Atomic Energy Agency, IAEA (1996). Design and development of gas cooled reactors with closed cycle gas turbines.

[5] Libro: Kaplan, Irving (1962). Física Nuclear, segunda edición. EEUU, editorial Addison Wesley Publishing Company.

[6] Libro: M. Henley, Ernest y García, Alejandro (2007). Subatomic Physics. EEUU, editorial World Scientific Publishing Company.

[7] Libro: Goded Echeverría, Federico y Oltra Oltra, Francisco (1970). Teoría de reactores y elementos de ingeniería nuclear, tomo II. España, sección de publicaciones de la Junta de Energía Nuclear.

[8] Libro: Lamarsh, John R. y Baratta, Anthony J. (2001). Introduction to nuclear engineering, tercera edición. Universidad del estado de Pennsylvania (EEUU), editorial Prentice Hall.

[9] Libro: Murray, Raymond L. (2009). Nuclear energy. An introduction to the concepts, systems, and applications of nuclear processes, sexta edición. EEUU, editorial Elsevier.

[10] Libro: Shultis, J. Kenneth y Faw, Richard E. (2002). Fundamentals of nuclear science and engineering. Universidad de Kansas State (EEUU), editorial Marcel Dekker.

[11] Libro: Almenas, K. y Lee, R. (1992). Nuclear engineering, an introduction. Universidad de Maryland, College Park Campus (EEUU), editorial Springer.

[12] Libro: Ian Hore-Lacy (2003). Nuclear energy in the 21st century. EEUU, World Nuclear University Press.

[13] Libro: Bodansky, David (2004). Nuclear energy: Principles, practices and prospects, segunda edición. Universidad de Seattle (EEUU), editorial Springer.

[14] Publicación: National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory (2014). Interactive page of chart and nuclides. Upton, Brookhaven, Nueva York (EEUU).

[15] Libro: Ferrer Soria, Antonio (2006). Física nuclear y de partículas, segunda edición. Universidad de Valencia (España), editado por la propia universidad.

[16] Libro: Goded Echeverría, Federico y Oltra Oltra, Francisco (1970). Teoría de

reactores y elementos de ingeniería nuclear, tomo segundo. Editado por la sección de publicaciones de la Junta de energía nuclear.

[17] Artículo: Locatelli, Giorgio; Mancini, Mauro y Todeschini, Nicola (2013). Generation IV nuclear reactors: current status and future prospects. Escuela de ingeniería de la universidad Lincoln (Reino Unido) y escuela de ingeniería politécnica de Milán (Italia).

[18] Publicación: De la Cruz González Fernández, Antonio; Barranco Paulano, Francisco; Toscano Jiménez, Manuel; Gómez Tubio, Blanca (2015). Estudios sobre la tecnología nuclear: Fundamentos de física nuclear, aplicaciones, ciclo del combustible nuclear y seguridad nuclear. Escuela superior de ingenieros de la universidad de Sevilla (España).

[19] Publicación: Sánchez Lencero, Tomás; Muñoz Blanco, Antonio; Sánchez Martínez, David; Torres García, Miguel (2015). Máquinas y motores térmicos: ciclo básico de la turbina de vapor, influencia de los parámetros de vapor y modificaciones del ciclo básico. Escuela superior de ingenieros de la universidad de Sevilla (España).

[20] Publicación: Muñoz Blanco, Antonio y Sánchez Lencero, Tomás (2015). Sistemas de producción de potencia. Plantas de potencia nucleares. Escuela superior de ingenieros de la universidad de Sevilla (España).

[21] Publicación: Agencia Internacional de la Energía Atómica o IAEA. Información acerca de la situación de los reactores nucleares en el mundo. Información acerca de los accidentes nucleares más importantes y su actual situación en la escala INES de siniestros nucleares, <<https://www.iaea.org/>>.

[22] Publicación: Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, ENRESA. Información acerca del almacén de residuos de media y baja actividad en el Cabril (Córdoba) y sobre el almacenamiento temporal centralizado de Villar de las Cañas (Cuenca). Características de los emplazamientos, <<http://www.enresa.es/>>.

