

# Proyecto Fin de Grado

## Grado en Ingeniería de Tecnologías Industriales

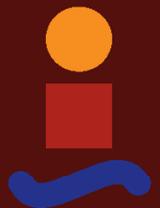
Estado del arte de centrales nucleares. Modelado de una planta de 1100 MWe basada en reactor de agua a presión.

Autor: Francisco Fernández Labella

Tutor: Ángel L. Villanueva Perales

Dpto. de Ingeniería Química y Ambiental  
Escuela Técnica Superior de Ingeniería  
Universidad de Sevilla

Sevilla, 2018





Proyecto Fin de Grado  
Grado en Ingeniería de Tecnologías Industriales

**Estado del arte de centrales nucleares. Modelado de una planta de 1100 MWe basada en reactor de agua a presión.**

Autor:

Francisco Fernández Labella

Tutor:

Ángel Luis Villanueva Perales

Profesor titular

Dpto. de Ingeniería Química y Ambiental

Escuela Técnica Superior de Ingeniería

Universidad de Sevilla

Sevilla, 2018



Proyecto Fin de Carrera: Estado del arte de centrales nucleares. Modelado de una planta de 1100 MWe basada en reactor de agua a presión.

Autor: Francisco Fernández Labella

Tutor: Ángel L. Villanueva Perales

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

Presidente:

Vocales:

Secretario:

Acuerdan otorgarle la calificación de:

Sevilla, 2018

El Secretario del Tribunal



*A mis padres*



# Agradecimientos

---

En primer lugar, me gustaría agradecer al Profesor Ángel Villanueva Perales toda la ayuda que me prestado en la realización de este proyecto. Ha sido un placer trabajar con él.

Me gustaría también acordarme de mis compañeros de la mención de química industrial de la Escuela que me han acompañado en esta segunda aventura. Las horas de clase se me han hecho más amenas gracias a ellos.

Agradezco a mi familia y amigos de Fuentes de Andalucía todo el cariño y apoyo que me han brindado durante estos años.

Finalmente, me gustaría también agradecerles a mis padres, Fran y Aurora, el haberme inculcado unos valores de honestidad, compromiso y optimismo.



# Resumen

---

El presente proyecto tiene como objeto el de, por un lado, exponer el estado del arte de los diferentes tipos de centrales nucleares y, por otro, modelar el ciclo de potencia de una central nuclear de 1100 MWe basada en un reactor nuclear de agua a presión, debido a que son los más utilizados. Para ello, en primer lugar, se exponen los fundamentos teóricos sobre los que descansan las reacciones que se llevan a cabo en los reactores nucleares. A continuación se analizará el papel que juega la energía nuclear en la producción de electricidad tanto en la actualidad como en el futuro.

Después, se describen los diferentes tipos de reactores nucleares que existen a día de hoy utilizados para la producción de electricidad. A continuación, se ponen de manifiesto las diferencias que existen entre los ciclos los ciclos de Rankine que incorporan las centrales nucleares y los que incorporan las centrales térmicas. Seguidamente, se realiza un modelo de una central nuclear de agua a presión de una potencia eléctrica del orden de 1100 MWe. Finalmente, se analizan los resultados del modelo y se realiza un análisis de sensibilidad para determinar la influencia de una serie de parámetros en el desempeño de la central nuclear.



# Abstract

---

The purpose of this project is to present the state of the art of the different types of nuclear power plants and, also to model the power cycle of a nuclear power plant of 1100 MWe based on a pressurized water reactor, because they are the most used. To this aim, first, the theoretical foundations on which the reactions that take place in the nuclear reactors rest are explained. Next, the role played by nuclear energy in the production of electricity both now and in the future will be analyzed.

Afterwards, the different types of nuclear reactors that exist today used for the production of electricity are described. Then, the differences between the Rankine cycles of nuclear and thermal power plants are discussed. Next, a model of a pressurized water nuclear power plant of 1100 MWe is made. Finally, the results of the model are analyzed and a sensitivity analysis is carried out to determine the influence of a series of parameters on the performance of the nuclear power plant.



<b>Agradecimientos</b>	<b>ix</b>
<b>Resumen</b>	<b>xi</b>
<b>Abstract</b>	<b>xiii</b>
<b>Índice</b>	<b>xv</b>
<b>Índice de Tablas</b>	<b>xvii</b>
<b>Índice de Figuras</b>	<b>xx</b>
<b>Notación</b>	<b>xxiv</b>
<b>1 Características de la Energía Nuclear</b>	<b>1</b>
1.1 <i>Breve historia de la energía nuclear</i>	2
1.2 <i>Fundamentos teóricos de las reacciones nucleares</i>	4
1.2.1 Repaso de conceptos básicos	4
1.2.2 Energía de enlace	6
1.2.3 Estabilidad nuclear	9
1.2.4 Fisión nuclear	11
1.2.5 Fusión nuclear	19
1.3 <i>La energía nuclear en la actualidad</i>	25
1.4 <i>La energía nuclear en el futuro</i>	28
<b>2 Tipos De Reactores Nucleares</b>	<b>31</b>
2.1 <i>Introducción</i>	31
2.1.1 Características principales del ciclo Rankine	31
2.1.2 Elementos comunes en los diferentes tipos de reactores	33
2.2 <i>Reactor de agua a presión</i>	35
2.2.1 Generador de vapor	35
2.2.2 Presurizador	36
2.2.3 Bombas	39
2.2.4 Reactor	40
2.2.5 Reactor ruso de agua a presión	44
2.3 <i>Reactor de agua en ebullición</i>	46
2.4 <i>Otros tipos de reactores</i>	52
2.4.1 Reactor de agua pesada	52
2.4.2 Reactor refrigerado por gas	56
2.4.3 Reactor tipo canal	58
2.4.4 Reactor reproductor rápido	61
2.5 <i>Comparativa y evolución temporal de los diferentes tipos de reactores</i>	64
2.6 <i>Tamaño y distribución mundial de reactores.</i>	66
<b>3 Ciclos de Rankine En Centrales Nucleares</b>	<b>69</b>
3.1 <i>Ciclos de Rankine en centrales térmicas</i>	69
3.2 <i>Diferencias entre el ciclo Rankine de centrales térmicas y nucleares</i>	73
3.3 <i>Ciclo de Rankine para diferentes tipos de centrales nucleares</i>	76

3.3.1	Centrales nucleares de agua en ebullición	76
3.3.2	Centrales nucleares de agua pesada	76
3.3.3	Centrales nucleares de agua a presión	77
<b>4</b>	<b>Modelado Y Resultados</b>	<b>81</b>
4.1	<i>Parámetros necesarios para la elaboración del modelo</i>	81
4.1.1	Cálculo de la masa de combustible	86
4.1.2	Cálculo del estado de las correintes del ciclo Rankine	87
4.2	<i>Ecuaciones que conforman el modelo y análisis de resultados</i>	97
4.3	<i>Análisis de sensibilidad</i>	105
<b>5</b>	<b>Conclusiones</b>	<b>108</b>
	<b>Glosario</b>	<b>110</b>
	<b>Anexo</b>	<b>112</b>
	<b>Referencias</b>	<b>118</b>

# ÍNDICE DE TABLAS

---

<i>Tabla 1–1. Energía de los diferentes isótopos que participan en una reacción nuclear.</i>	14
<i>Tabla 2–1. Prestaciones de los diferentes reactores rusos de agua a presión.</i>	45
<i>Tabla 4–1. Valores típicos de rendimiento isentrópico .</i>	86
<i>Tabla 4–2. Características de las diferentes corrientes de la central nuclear de Donald Cook.</i>	93
<i>Tabla 4–3. Resultados obtenidos (I).</i>	100
<i>Tabla 4–4. Resultados obtenidos (II).</i>	102
<i>Tabla 4–5. Error de los datos obtenidos con el modelo.</i>	103
<i>Tabla 4–6. Presión de condensación para diferentes configuraciones.</i>	106



# ÍNDICE DE FIGURAS

---

<i>Figura 1-1. Modelo atómico de Thompson (izquierda) y de Rutherford (derecha).</i>	2
<i>Figura 1-2. Central nuclear de Calder Hall, Gran Bretaña. Cortesía de <a href="http://www.britannica.com">www.britannica.com</a>.</i>	3
<i>Figura 1-3. Representación gráfica del número atómico y másico.</i>	4
<i>Figura 1-4. Número de constituyentes de un átomo en función del número atómico y másico.</i>	4
<i>Figura 1-5. Isótopos del carbono.</i>	5
<i>Figura 1-6. Energía de enlace por nucleón.</i>	8
<i>Figura 1-7. Estabilidad nuclear en función del número de protones y neutrones.</i>	9
<i>Figura 1-8. Proceso de desintegración del uranio-238.</i>	11
<i>Figura 1-9. Esquema representativo de un proceso de fisión nuclear.</i>	11
<i>Figura 1-10. Esquema representativo de un proceso de fisión nuclear.</i>	12
<i>Figura 1-11. Reacciones más comunes en la fisión del uranio-235</i>	13
<i>Figura 1-12. Probabilidad de los productos de fisión.</i>	13
<i>Figura 1-13. Masa de los isótopos que participan en una reacción de fisión nuclear.</i>	14
<i>Figura 1-14. Energía liberada en la fisión de un átomo de uranio-235 de forma retardada.</i>	15
<i>Figura 1-15. Tipos de reacciones neutrónicas</i>	16
<i>Figura 1-16. Flujo de neutrones incidiendo en el blanco.</i>	17
<i>Figura 1-17. Sección eficaz macroscópica de diferentes nucleos.</i>	18
<i>Figura 1-18. Diferencia entre diferentes estados de agregación: gas (izquierda) y plasma (derecha).</i>	20
<i>Figura 1-19. Reacciones de fusión nuclear que se dan en los reactores existentes a día de hoy.</i>	20
<i>Figura 1-20. Esquema básico de un reactor de fusión nuclear.</i>	21
<i>Figura 1-21. Foto y esquema de un reactor de fusión: tipo tokamak esférico.</i>	22
<i>Figura 1-22. Foto y esquema de un reactor de fusión: tipo stellarator.</i>	22
<i>Figura 1-23. Foto y esquema de un reactor de fusión: tipo tokamak.</i>	22
<i>Figura 1-24. Esquema típico de un reactor de confinamiento inercial.</i>	23
<i>Figura 1-25. Compartiva entre diferentes tipos de reacciones.</i>	24
<i>Figura 1-26. Evolución de la energía nuclear como fuente de energía primaria.</i>	25
<i>Figura 1-27. Porcentaje de energía primaria en la producción de electricidad.</i>	25
<i>Figura 1-28. Evolución de la energía nuclear consumida por diferentes regiones.</i>	26
<i>Figura 1-29. Países que mayor cantidad de electricidad producen utilizando fisión nuclear.</i>	27
<i>Figura 1-30. Países dónde la energía nuclear representa un mayor porcentaje.</i>	27
<i>Figura 1-31. Evolución de las fuentes de energía primaria en la producción de electricidad (I).</i>	28
<i>Figura 1-32. Evolución de las fuentes de energía primaria en la producción de electricidad (II).</i>	28
<i>Figura 1-33. Evolución de las fuentes de energía primaria en la producción de electricidad (III).</i>	29

<i>Figura 1-34. Efecto de la energía nuclear en la reducción de emisiones de CO<sub>2</sub>.</i>	30
<i>Figura 2-1. Ciclo Rankine sin recalentamiento y no regenerativo de una central térmica subcrítica.</i>	32
<i>Figura 2-2. Ciclo Rankine con recalentamiento y no regenerativo de una central térmica subcrítica.</i>	32
<i>Figura 2-3. Ciclo Rankine sin recalentamiento y regenerativo de una central térmica subcrítica.</i>	33
<i>Figura 2-4. Esquema del flujo de energía en cenrales nucleares.</i>	34
<i>Figura 2-5. Esquema básico de una central nuclear que utiliza un reactor de agua a presión.</i>	35
<i>Figura 2-6. Esquemas de un generador de vapor utilizado en una central de agua a presión.</i>	36
<i>Figura 2-7. Representación gráfica del cirituo primario de un PWR compuesto por 3 lazos.</i>	37
<i>Figura 2-8. Esquema del cirituo primario de un PWR compuesto por 3 lazos.</i>	37
<i>Figura 2-9. Esquema de un presurizador.</i>	38
<i>Figura 2-10. Especificaciones técnicas de un presurizador.</i>	38
<i>Figura 2-11. Esquema y prestaciones de una bomba del circuito primario de un PWR (A)</i>	39
<i>Figura 2-12. Esquema y prestaciones de una bomba del circuito primario de un PWR (B).</i>	39
<i>Figura 2-13. Corte transversal de un reactor de agua a presión.</i>	40
<i>Figura 2-14. Esquema del interior de un reactor de agua a presión.</i>	40
<i>Figura 2-15. Esquema de un elemento combustible de un PWR.</i>	41
<i>Figura 2-16. Foto de un elemento combustible de un PWR.</i>	41
<i>Figura 2-17. Corte transversal de un elemento combustible de un PWR.</i>	42
<i>Figura 2-18. Características técnicas y esquema de una barra de combustible de un PWR.</i>	42
<i>Figura 2-19. Diferentes confuguraciones de un elemento combustible de un PWR.</i>	43
<i>Figura 2-20. Elemento combustible de un VVER.</i>	44
<i>Figura 2-21. Generador de vapor de un VVER.</i>	45
<i>Figura 2-22. Esquema básico de una central nuclear que utiliza un reactor de agua en ebullición.</i>	46
<i>Figura 2-23. Esquema de un reactor de agua en ebullición.</i>	46
<i>Figura 2-24. Esquema del toro de un reactor de agua en ebullición.</i>	47
<i>Figura 2-25. Parámetros principales de un reactor de agua en ebullición.</i>	48
<i>Figura 2-26. Diferentes configuraciones de los elementos combustibles en un BWR.</i>	48
<i>Figura 2-27. Corte transversal del núcleo de un BWR.</i>	49
<i>Figura 2-28. Barra de control de un BWR.</i>	49
<i>Figura 2-29. Caráterísticas principales de centrales nucleares de agua a presión.</i>	50
<i>Figura 2-30. Principales diferencias entre un reactor de agua en ebullición y otro de agua a presión.</i>	51
<i>Figura 2-31. Esquema de una central nuclear que utiliza un reactor de agua pesada.</i>	52
<i>Figura 2-32. Esquema de una central nuclear que utiliza un reactor de agua pesada.</i>	53
<i>Figura 2-33. Foto de un reactor de agua pesada.</i>	53
<i>Figura 2-34. Haz de tubo, tubo de presión y coraza de un reactor de agua pesada.</i>	54
<i>Figura 2-35. Haz de tubo, tubo de presión y canal de combustible de un reactor de agua pesada.</i>	54
<i>Figura 2-36. Foto de una maquina de recambio de combustible de un reactor CANDU.</i>	55
<i>Figura 2-37. Esquema de un reactor refrigerado por gas.</i>	56
<i>Figura 2-38. Esquema de un reactor avanzado refrigerado por gas.</i>	57
<i>Figura 2-39. Comparativa entre tres tipos de reactores refrigerados por gas.</i>	58

<i>Figura 2-40. Esquema de un reactor tipo canal. Cortesía de World Nuclear Association.</i>	58
<i>Figura 2-41. Sección transversal de un element combustible</i>	59
<i>Figura 2-42. Esquema de una central nuclear con reactor tipo canales.</i>	60
<i>Figura 2-43. Esquema del circuito intermedio y de un reactor reactor reproductor rápido (tipo lazo).</i>	61
<i>Figura 2-44. Esquema del circuito intermedio y de un reactor reactor reproductor rápido (piscina)</i>	62
<i>Figura 2-45. Esquema de un reactor reactor reproductor rápido refrigerado por gas</i>	63
<i>Figura 2-46. Características principales de los diferentes tipos de reactores nucleares.</i>	64
<i>Figura 2-47. Evolución temporal de los reactores nucleares.</i>	65
<i>Figura 2-48. Distribución mundial de los diferentes tipos de reactores nucleares.</i>	66
<i>Figura 2-49. Número total de los diferentes tipos de reactores en operación.</i>	66
<i>Figura 2-50. Reactores en operación en España.</i>	67
<i>Figura 2-51. Potencia eléctrica promedio de los diferentes tipos de reactores.</i>	67
<i>Figura 3-1. Esquema y parámetros típicos del ciclo Rankine de una central termica subcrítica.</i>	70
<i>Figura 3-2. Esquema y parámetros típicos del ciclo Rankine de una central termica supercrítica.</i>	70
<i>Figura 3-3. Número de cuerpos de la turbina de vapor en centrales térmicas.</i>	71
<i>Figura 3-4. Configuraciones de cada uno de los cuerpos de la turbina de vapor en centrales térmicas.</i>	72
<i>Figura 3-5. Representación de una turbina TC-2F de una central térmica.</i>	72
<i>Figura 3-6. Digrama h-s de la expansion en un ciclo Rankine de central nuclear y térmica</i>	73
<i>Figura 3-7. Cuerpos de turbina de baja presión en turbinas de centrales nucleares.</i>	74
<i>Figura 3-8. Diferentes configuraciones en ciclos Rankine de centrales nucleares.</i>	75
<i>Figura 3-9. Esquema de una central nuclear de agua en ebullición de 619 MWe.</i>	76
<i>Figura 3-10. Esquema de una central nuclear de agua pesada de 600 MWe.</i>	77
<i>Figura 3-11. Esquema típico de una central nuclear de agua a presión.</i>	78
<i>Figura 3-12. Esquema de la central nuclar de Sizewell B.</i>	78
<i>Figura 3-13. Esquema de la central nuclar de Daya Bay.</i>	79
<i>Figura 4-1. Esquema de la central nuclar de Sanmen.</i>	83
<i>Figura 4-2. Esquema de la central nuclar de Wolf Creek.</i>	84
<i>Figura 4-3. Esquema de la central nuclar de Donald Cook.</i>	85
<i>Figura 4-4. Diagrama de molier de la turbina de alta presión.</i>	88
<i>Figura 4-5. Diagrama de Mollier: expansión real y expansión como línea recta.</i>	89
<i>Figura 4-6. Nombre de las diferentes corrientes asociadas al separador de humedad y recalentador.</i>	90
<i>Figura 4-7. Diagrama de molier de la turbina de baja presión. Fuente: elaboración propia.</i>	92
<i>Figura 4-8. Nomenclatura de todas las corrientes del ciclo de Rankine de la central de Donald Cook</i>	96
<i>Figura 4-9. Evolución de la potencia de la central en función de la presión de vapor vivo.</i>	105
<i>Figura 4-10. Evolución de la potencia de la central en función del rendimiento de la turbina de baja.</i>	106
<i>Figura 4-11. Evolución de la potencia de la central en función de la presión de condensación.</i>	107



# Notación

---

MWe	Mega Vatios eléctricos
A	Número másico
Z	Número atómico
$\gamma$	Abundancia isotópica
PA	Peso atómico
uma	Unidad de masa atómica ( $1.66 \cdot 10^{-24}$ g)
M	Masa del átomo
$m_p$	Masa del protón
$m_e$	Masa del electrón
$m_n$	Masa del neutrón
$m_H$	Masa del átomo de hidrógeno
E.E	Energía de enlace
E.E/A	Energía de enlace por nucleón
c	Velocidad de la luz
$R_f$	Velocidad de fisión
$\sigma_f$	Sección eficaz microscópica de fisión
$\Phi_f$	Flujo neutrónico
N	Densidad nucleónica
$\Sigma_f$	Sección eficaz macroscópica de fisión
$\rho$	densidad
$N_a$	Número de Avogadro
V	Volumen del núcleo del reactor
W	Masa de combustible en el reactor
Q	Potencia térmica del reactor
D	Longitud del ciclo de operación
$N_b$	Número de lote de carga
BU	Grado de quemado del reactor
$\dot{W}$	Gasto másico de combustible en el reactor
EES	Engineering Equation Solver
x	Título de vapor
$m_v$	Gasto másico de vapor
$m_l$	Gasto másico de líquido
$\alpha_i$	Caudal adimensional de la corriente i
$\eta_{mb}$	Rendimiento mecánico de la bomba
$\eta_{mt}$	Rendimiento mecánico de la turbina
$\eta_{elect}$	Rendimiento eléctrico del generador

$W_{LP}$

Trabajo específico del baja de alta presión de la turbina

$W_{HP}$

Trabajo específico del cuerpo de alta presión de la turbina

# 1 CARACTERÍSTICAS DE LA ENERGÍA NUCLEAR

---

*La ciencia de hoy es la tecnología del mañana.*

*- Edward Teller -*

La energía nuclear es aquella que se produce en las reacciones nucleares. Estas reacciones se caracterizan porque cambia la configuración del núcleo de un átomo o bien sea porque cambia el número de protones o neutrones. Esto supone una diferencia con respecto a las reacciones químicas, donde la estructura interna del átomo no cambia, sino la agrupación y enlace entre los diferentes átomos. Por otra parte, la velocidad de reacción en reacciones nucleares, a diferencia de la velocidad de reacción en reacciones químicas, no depende de la temperatura y la presión. Además, en las reacciones nucleares están involucradas cantidades de energía por unidad de reactivo mucho mayores que en reacciones químicas [1] [2].

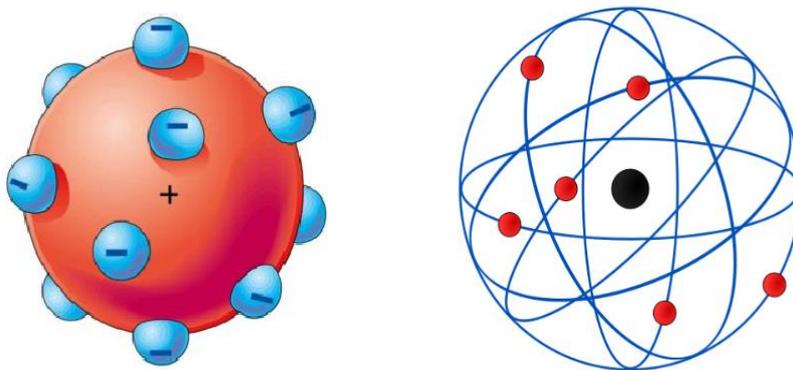
La tecnología nuclear permite conseguir una serie de objetivos partiendo de las reacciones nucleares. De esta forma, el principal fin o aplicación de la tecnología nuclear a día de hoy es la producción de energía eléctrica, aunque no siempre fue así, como se verá en el capítulo 1.1. Además de para producir electricidad, la tecnología nuclear se utiliza en diferentes campos como [3] [4]:

- Medicina: aparece en técnicas como la gammagrafía, la radioterapia o el diagnóstico mediante radioisótopos además de en la esterilización de equipos médicos.
- Alimentación: mejorando la calidad de los alimentos (eliminando insectos y gérmenes patógenos) y aumentando su tiempo de conservación mediante la irradiación de los alimentos con rayos gamma.
- Minería: permite conocer la estructura química y física de los suelos, y por tanto predice si la zona analizada reúne las condiciones necesarias para albergar minerales o combustibles.
- Control de plagas: mediante la esterilización de insectos.
- Arte: permite determinar la antigüedad de una obra de arte (mediante la técnica del carbono-14), conservar el patrimonio o determinar la autenticidad de las obras de arte.
- Tecnología de los materiales: permite determinar la calidad o el desgaste de un material mediante la realización de ensayos no destructivos como gammagrafías o neurografías.

## 1.1 Breve historia de la energía nuclear

A mediados del siglo XIX, en base a la edad atribuida al sol y a la imposibilidad de explicar sus radiaciones a partir de una simple combustión química, se empieza a pensar que debería existir otra fuente de energía desconocida hasta entonces por la humanidad. A finales del siglo XIX y en la primera mitad del siglo XX, una serie de avances científicos determina que la energía nuclear es esa fuente de energía desconocida. En este capítulo, se describirán a grosso modo cuales fueron los descubrimientos científicos que permitieron conocer y estimar la energía nuclear así como la forma en que estos conocimientos se utilizaron en un principio para desarrollar diferentes tecnologías.

A finales del siglo XIX, se creía que la materia se estructuraba como había postulado John Dalton en su libro *A new system of chemical philosophy*. De esta forma, Dalton estableció que cada elemento se formaba de una serie de átomos, y que todos los átomos de cada elemento son iguales. En el año 1897, J.J. Thomson descubre una partícula con carga negativa a la que llamó electrón. Más tarde, propone que el átomo está constituido por una gran esfera de carga positiva en la que se distribuyen los electrones (como las pipas en una sandía). De forma paralela, en el año 1896, Antoine-Henri Becquerel comprobó que determinadas sustancias, producían radiaciones penetrantes de origen desconocido, descubriendo así la radioactividad. Más tarde, las investigaciones de Rutherford y Soddy permiten conocer las características de estas radiaciones, descubriéndose las radiaciones alfa, beta y gamma.



**Figura 1-1. Modelo atómico de Thomson (izquierda) y de Rutherford (derecha). Cortesía de modelosatomicos.com y wikipedia.**

Seguidamente, Rutherford propone la idea de que el átomo está constituido por un núcleo central de carga positiva donde se concentra casi toda la masa y que los electrones giran en orbitas alrededor del núcleo (de la misma forma que hacen los planetas en el sistema solar). A continuación, Planck desarrolla la teoría cuántica y Albert Einstein establece la teoría de la relatividad. Más tarde, en el año 1932, James Chadwick descubre el protón y deduce que su masa es igual a la del protón pero con carga neutra.

A continuación, en el año 1934, el matrimonio Joliot-Curie logra sintetizar fosforo-30, haciendo incidir radiación alfa sobre un átomo de aluminio, siendo esta la primera vez que se obtenía un isótopo de manera artificial. De esta forma, el matrimonio Joliot-Curie llega a la conclusión de que la radiactividad, hasta entonces de carácter natural, podía ser producida por el hombre [5]. Finalmente, en el año 1938, un grupo de científicos alemanes liderados por Otto Hahn y Lise Meitner llevan a cabo por primera vez la fisión nuclear, bombardeando un núcleo de uranio con neutrones.

En 1942, un grupo de físicos liderados por el italiano Enrico Fermi, llevan a cabo la primera reacción nuclear en cadena de la historia, utilizando para ello el reactor llamado *Chicago Pile*, que constituirá el primer reactor nuclear construido por el hombre. Estos avances unidos a que EEUU se encontraba inmersa en la segunda mundial, llevan al gobierno americano a tomar la decisión de llevar a cabo el Proyecto Manhattan. Dicho Proyecto consistía en utilizar la energía nuclear para crear armas de destrucción masiva.

Tras varios años de investigaciones, el día 16 de julio de 1945, se prueba la primera bomba atómica de la historia en el desierto de Alamogordo, en Nuevo México, siendo la operación un éxito. Finalmente, los días 6 y 9 de agosto, se lanza una bomba atómica (llamadas *Little Boy* y *Fat Man*) a las ciudades japonesas de Hiroshima y Nagasaki, causando un total de cerca de doscientos mil muertos y conduciendo al final de la segunda guerra mundial [3].

En los años siguientes, otros países también construyeron la bomba atómica, como Rusia en el año 1949, Gran Bretaña en el año 1952, Francia en el año 1960 o China en el año 1964. Por otra parte, en el año 1954, la armada del ejército de EEUU (*US Navy*) termina con éxito la construcción del *Nautilus*, que será el primer submarino propulsado con energía nuclear de la historia. Para impedir la proliferación de armas de destrucción masiva, en marzo del año de 1970, entra en vigor el NPT (*Nuclear Non-Proliferation Treaty*), que impide desarrollar armas nucleares a todos los países que no habían realizado un ensayo nuclear antes del año 1967.

Finalmente, en el año 1956, se inaugura en Gran Bretaña la primera central de la historia, llamada Calder Hall. Cada uno de los cuatro reactores que la constituían tenía una potencia de 50 MWe y estuvo en funcionamiento hasta el año 2003. El reactor era refrigerado por gas, que es una tecnología que se acabó abandonando por otras que presentaban mejores prestaciones. Aunque oficialmente se considera esta planta como la primera central nuclear de la historia, su objetivo era tanto el de producir electricidad como el de producir plutonio, que era utilizado para fabricar armas nucleares [6].



*Figura 1-2. Central nuclear de Calder Hall, Gran Bretaña. Cortesía de [www.britannica.com](http://www.britannica.com).*

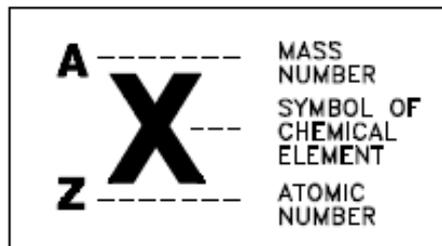
## 1.2 Fundamentos teóricos de las reacciones nucleares

En este capítulo se expondrán los principios por los que se rigen las reacciones nucleares. Para ello, se describirán las características más importantes que presentan los átomos. Además, siempre que sea posible, se utilizarán una serie de ejemplos y gráficas, para ilustrar de forma más clara el contenido de la teoría.

### 1.2.1 Repaso de conceptos básicos

Un átomo se puede definir como la partícula más pequeña en que un elemento puede ser dividido sin perder sus propiedades químicas. Cada átomo está compuesto por protones, neutrones y electrones. Protones y neutrones constituyen el núcleo del átomo, y se suelen denominar nucleones. La masa de cada átomo la determina el número de protones y de neutrones, dado que la masa del protón y el electrón son prácticamente iguales y del orden de 1800 veces mayor a la del electrón.

Para representar el número de protones, neutrones y electrones que constituyen cada átomo se utiliza el número másico y el número atómico. El número atómico se designa con la letra  $Z$ , y representa el número de protones. El número de electrones, debe ser igual al número de protones, ya que el átomo es eléctricamente neutro. Finalmente, el número másico, que se designa con la letra  $A$ , representa el número total de neutrones más protones. De esta forma, el número de protones de un determinado átomo no es más que la diferencia entre el número másico y el número atómico.



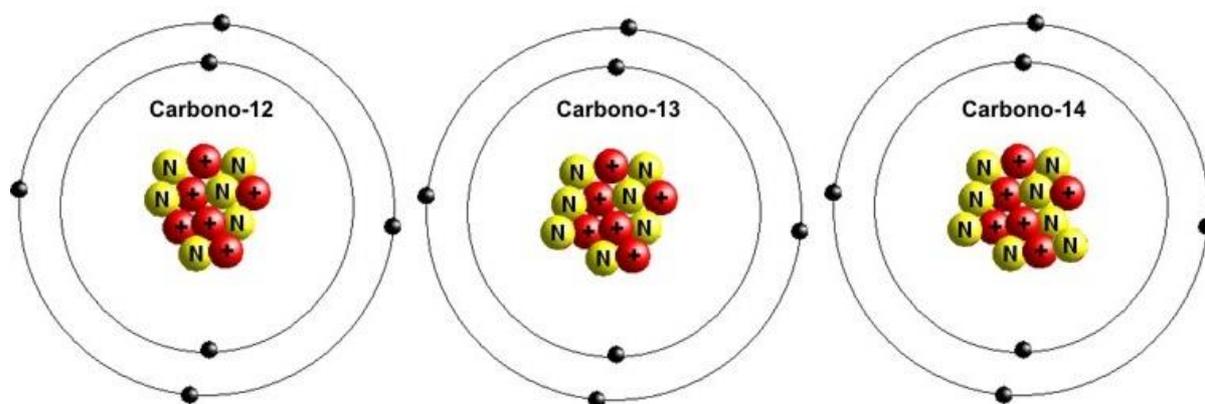
*Figura 1-3. Representación gráfica del número atómico y másico [7].*

La forma gráfica en la que se expresan los números másicos y atómicos es la que aparece en la **Figura 1-3**. Debido a que cada elemento tiene un único nombre, un único símbolo químico y un único número atómico, sólo uno de estos tres es necesario para identificar al elemento. De esta forma, el isótopo del Boro que contiene 6 neutrones y 5 protones, su número másico es de 11 y se puede denotar como boro-11, como B-11, como  $B^{11}$ , o como  $B_5^{11}$ . En la **Figura 1-4**, se muestran cinco ejemplos de cómo se obtendrían el número de protones, neutrones y electrones partiendo de los números atómico y másico.

<u>Nuclide</u>	<u>Element</u>	<u>Protons</u>	<u>Electrons</u>	<u>Neutrons</u>
${}^1_1\text{H}$	hydrogen	1	1	0
${}^{10}_5\text{B}$	boron	5	5	5
${}^{14}_7\text{N}$	nitrogen	7	7	7
${}^{114}_{48}\text{Cd}$	cadmium	48	48	66
${}^{239}_{94}\text{Pu}$	plutonium	94	94	145

*Figura 1-4. Número de constituyentes de un átomo en función del número atómico y másico [7].*

Lo que determina la naturaleza química de un átomo es su número atómico. Esto es así porque las propiedades químicas dependen principalmente del número de electrones, y este debe ser igual al número de protones (o número atómico). Cuando dos átomos tienen el mismo número de protones y diferente número de neutrones se les denomina isótopos. En la imagen de la **Figura 1-5**, se puede observar la configuración atómica de los tres isótopos del carbono. De esta forma, todos los isótopos de carbono tienen un número de protones igual a seis, pero cada uno tiene un número de neutrones diferente.



**Figura 1-5. Isótopos del carbono. Cortesía de [materialdeestudioquimica.blogspot.com](http://materialdeestudioquimica.blogspot.com).**

La mayoría de los elementos presentes en la naturaleza están constituidos por varios isótopos. El peso atómico de cada elemento se calcula haciendo una media ponderada entre la masa de cada isótopo. De esta forma, el peso atómico se calcularía como:

$$PA = \sum_i \frac{Y_i (\%)}{100} * PA_i \quad (1)$$

Donde:

$Y_i$ : es la abundancia isotópica.

$PA_i$ : peso atómico del isótopo.

A modo de ejemplo, se va a calcular el peso atómico del elemento boro [8]. Este está compuesto por  $^{10}\text{B}$  y por  $^{11}\text{B}$ , con un porcentaje del 19,9% y del 80,1% respectivamente, y con un peso de 10,012937 y 11,009306 uma respectivamente. De esta forma, el peso del atómico del boro se obtendría como:

$$PA_B = \frac{Y_{B10} * PA_{B10} + Y_{B11} * PA_{B11}}{100}$$

$$PA_B = \frac{(19,9 * 10,012937) + (80,1 * 11,009306)}{100} = 10,81103 \text{ uma}$$

### 1.2.2 Energía de enlace

Es un hecho demostrado que la masa real de un núcleo siempre es inferior a la suma de los nucleones (neutrones más protones) que lo constituyen. A esta diferencia se le conoce como defecto másico [9]. De esta forma, el defecto másico se puede calcular como:

$$\text{Defecto másico} = [Z * (m_p + m_e) + (A - Z) * m_n] - M \quad (2)$$

Donde:

Z: número atómico.

A: número másico.

M: masa del átomo.

$m_p$ : masa del protón.

$m_e$ : masa del electrón.

$m_n$ : masa del neutrón.

Teniendo en cuenta que la suma de la masa del protón y del electrón es igual a la masa del átomo de hidrógeno (denotada como  $m_H$ ), se llega a lo siguiente:

$$\text{Defecto másico} = Z * m_H + (A - Z) * m_n - M \quad (3)$$

Teniendo en cuenta que la masa del átomo de hidrógeno y del neutrón son conocidas, la expresión anterior quedaría como:

$$\text{Defecto másico (uma)} = 1,008145 * Z + 1,00898 * (A - Z) - M \quad (4)$$

Apoyándose en la equivalencia entre masa y energía que establece la teoría de la relatividad especial, el defecto másico se puede ver como una medida de la cantidad de energía que se libera cuando se unen los diferentes nucleones individuales para conformar un núcleo. Análogamente, el defecto másico cuantifica la cantidad de energía que habría que aportar a un determinado núcleo para separar los nucleones que lo constituyen. Por consiguiente, la energía asociada al defecto másico se le denomina energía de enlace del núcleo (*binding energy*).

Para calcular la energía de enlace nuclear se utiliza la ecuación de Einstein:

$$E = m * c^2 \quad (5)$$

Donde:

E: energía (J)

m: masa (kg)

c: velocidad de la luz ( $2,998 * 10^8$  m/s)

De esta forma, la energía de enlace (que se denotará como E.E) se calcularía como:

$$E.E = Defecto\ másico * c^2 \quad (6)$$

Dado que en el campo de la física se suele trabajar con el electrón voltio como unidad de energía y con una como unidad de masa, la expresión anterior quedaría como:

$$E.E(MeV) * \left( \frac{1,602 * 10^{-13} J}{1 MeV} \right) = Defecto\ másico\ (uma) * \left( \frac{1,660 * 10^{-27} kg}{1\ uma} \right) * \left( 2,998 * 10^8 \frac{m}{s} \right)^2$$

$$E.E (MeV) = 931 * Defecto\ másico\ (uma) \quad (7)$$

Por lo que combinando las ecuaciones (4) y (7) se tiene:

$$E.E (MeV) = 931 * [1,008145 * Z + 1,00898 * (A - Z) - M] \quad (8)$$

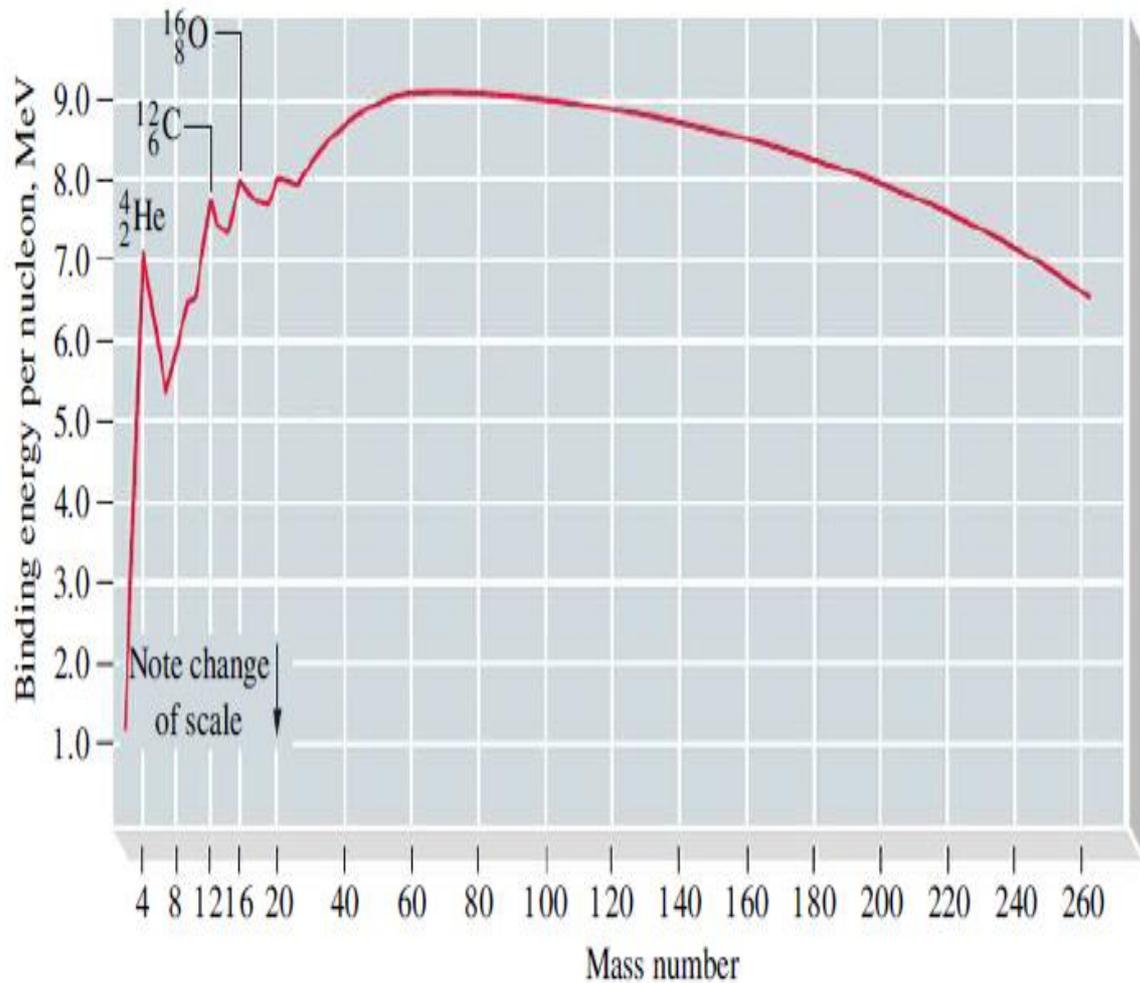
Y finalmente, la energía de enlace por nucleón se obtiene dividiendo la energía de enlace entre el número de nucleones. Teniendo en cuenta que el número de nucleones es igual al número atómico:

$$\frac{E.E}{A} = \frac{931}{A} * [1,008145 * Z + 1,00898 * (A - Z) - M] \quad (9)$$

A modo de ejemplo, se calculará la energía de enlace por nucleón para el estaño-120. Teniendo en cuenta que este átomo tiene un peso de 119,9401 uma, y que el átomo de estaño tiene 50 protones:

$$\frac{E.E}{A} = \frac{931}{120} * [1,008145 * 50 + 1,00898 * (120 - 50) - 119,9401] = 8,50 MeV\ por\ nucleón$$

Haciendo esto para todos los elementos de la tabla periódica se obtiene la siguiente gráfica:



**Figura 1-6. Energía de enlace por nucleón [10].**

Se puede ver en la gráfica anterior como la energía de enlace por nucleón alcanza un máximo de casi 9 MeV para valores de número másico comprendidos entre 50 y 80. Se puede demostrar que en todo proceso en el que núcleos que presentan una baja energía de enlace por nucleón se convierten en otros que presentan una mayor energía de enlace, se produce una liberación de energía [9]. Por tanto, apoyándose en la **Figura 1-6**, se puede decir que es posible obtener energía de todo proceso en el que se combinen núcleos muy ligeros (lo que se conoce como fusión nuclear) o en los que se rompan núcleos de átomos muy pesados (lo que se conoce como fisión nuclear).

### 1.2.3 Estabilidad nuclear

Los isótopos se pueden clasificar como estables, cuando presentan un núcleo estable que no emite radiación, o como radioisótopos, cuando presentan un núcleo que emite radiación. La razón por la que un radioisótopo emite radiación es precisamente para evolucionar a otro estado donde alcance la estabilidad. Que un determinado isótopo sea estable o no depende de su número de protones y neutrones.

En la imagen de la Figura 1-7, los puntos en color negro representan los isótopos estables. A la línea que aglutina todos los isótopos estables se le conoce como cinturón de estabilidad. En la actualidad, se conocen unos 270 isótopos estables. Todos los isótopos de los elementos que presentan un número atómico mayor a 84 son radiactivos. Por el contrario, los elementos con un número de protones menor a 84, presentan tanto isótopos estables como radioisótopos.

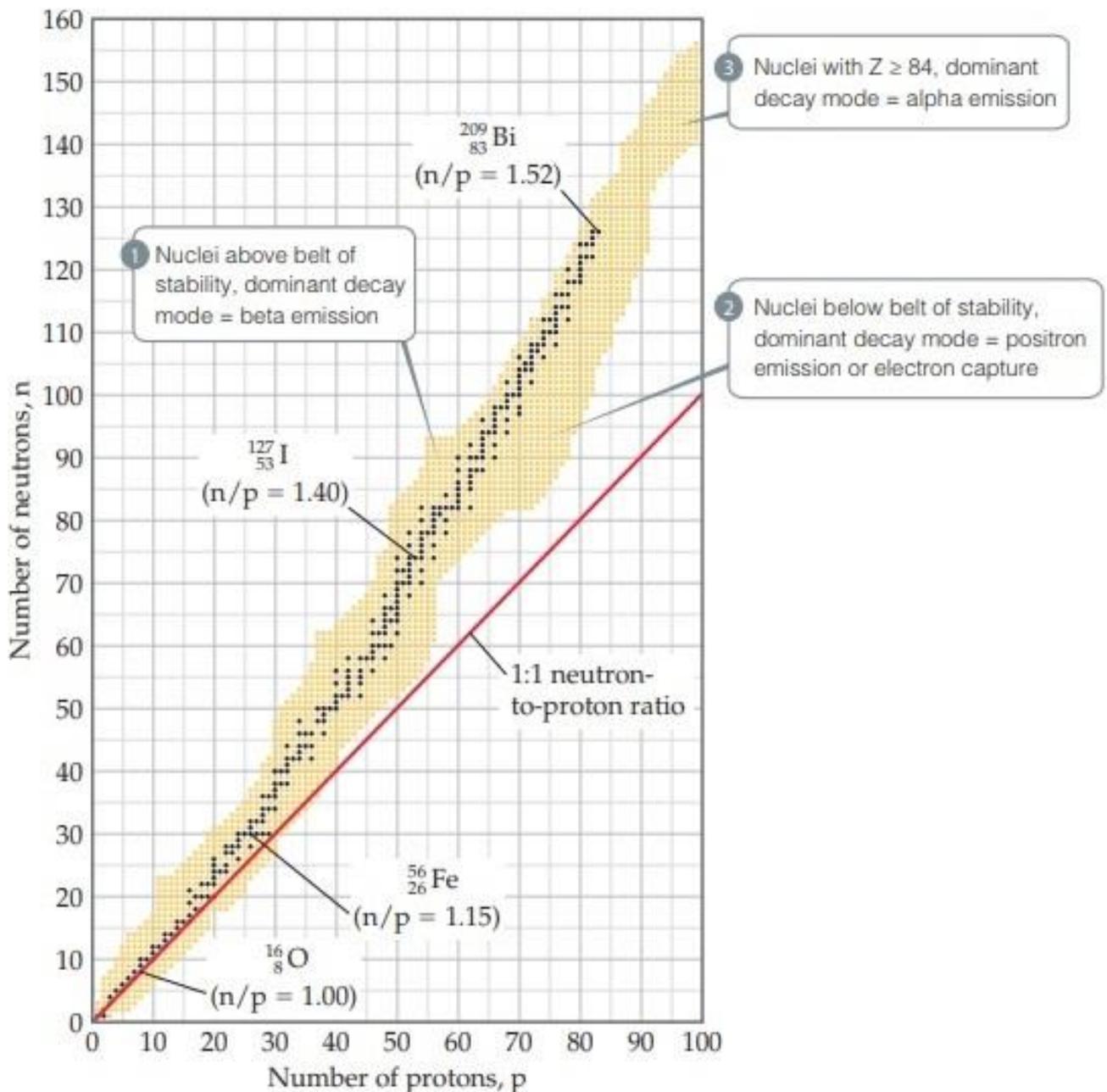
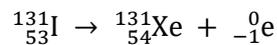


Figura 1-7. Estabilidad nuclear en función del número de protones y neutrones [11].

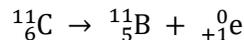
Se puede observar también como en los isótopos estables el ratio obtenido al dividir el número de neutrones entre el de protones es prácticamente igual a 1 cuando el número atómico es menor que 20. A medida que el número atómico aumenta, este ratio también aumenta, llegando a alcanzar valores de hasta 1,5 para isótopos con un número de protones igual a 80. El que el ratio neutrones-protones aumente en isótopos estables a medida que aumenta el número de protones se debe a que la fuerza de repulsión entre protones aumenta en mayor medida que la fuerza de unión de los nucleones (llamada fuerza nuclear fuerte) [11].

Por otro lado, los puntos de color amarillo que aparecen en la **Figura 1-7**, se corresponden con radioisótopos. Se puede decir que los radioisótopos, para conseguir llegar al llamado cinturón de estabilidad, emiten radiación en una de las siguientes formas [11]:

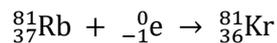
- Radiación (desintegración) beta negativa: se da cuando el radioisótopo se encuentra por encima del cinturón de estabilidad, es decir, cuando el ratio neutrones-protones es alto. Para bajar el ratio neutrones-protones, un neutrón se divide en un protón y un electrón, y a continuación se expulsa/emite este electrón. El resultado neto es que un neutrón se ha convertido en un protón. Este tipo de radiación es el que se presenta por ejemplo en el isótopo yodo-131:



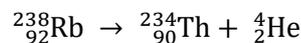
- Radiación beta positiva: se da cuando el radioisótopo se encuentra por debajo del cinturón de estabilidad, es decir, cuando el ratio neutrones-protones es bajo. Para bajar el ratio neutrones-protones, un protón se divide en un neutrón y un positrón, y a continuación se expulsa/emite este positrón. Un positrón es una partícula que tiene la misma masa que un electrón (despreciables frente a la del protón o el neutrón) pero con carga positiva. El resultado neto es que un protón se ha convertido en un neutrón. Este tipo de radiación es el que se presenta por ejemplo en el isótopo carbono-11:



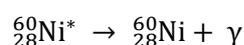
- Captura electrónica: se suele dar bajo las mismas condiciones que la radiación beta positiva, pero para núcleos más pesados. En este proceso, se captura un electrón exterior y se combina con un protón para dar un neutrón. El resultado neto es que un protón se ha convertido en un neutrón. Este tipo de radiación es el que se presenta por ejemplo en el isótopo rubidio-87:



- Radiación alfa: se da para isótopos que tienen un número atómico mayor a 84, y que tratan de llegar acercarse al cinturón de estabilidad moviéndose de forma diagonal en el gráfico de la **Figura 1-7**. La radiación alfa consiste en emitir partículas de helio. La radiación alfa se da por ejemplo en el isótopo uranio-238:



- Radiación gamma: los isótopos pueden presentar diferentes estados cuánticos. Cada uno de estos estados cuánticos tiene un determinado nivel de energía. Cuando el isótopo presenta un elevado estado energético (lo que se conoce como estado excitado) puede pasar a un estado de menor energía (conocido como estado fundamental) emitiendo fotones. A esta emisión de fotones se le conoce como radiación gamma. Normalmente, los isótopos excitados don los que se generan como productos en procesos de radiación alfa o beta.



Muchos núcleos no consiguen la estabilidad en un sólo proceso radiactivo, sino que necesitan realizar una serie de emisiones. Es lo que le ocurre por ejemplo al uranio-238. Este núcleo, en una serie de sucesivas emisiones de radiación beta y radiación alfa, alcanza finalmente la estabilidad cuando llega a convertirse en plomo-206. Este proceso es el que se puede observar en la imagen de la **Figura 1-8**.

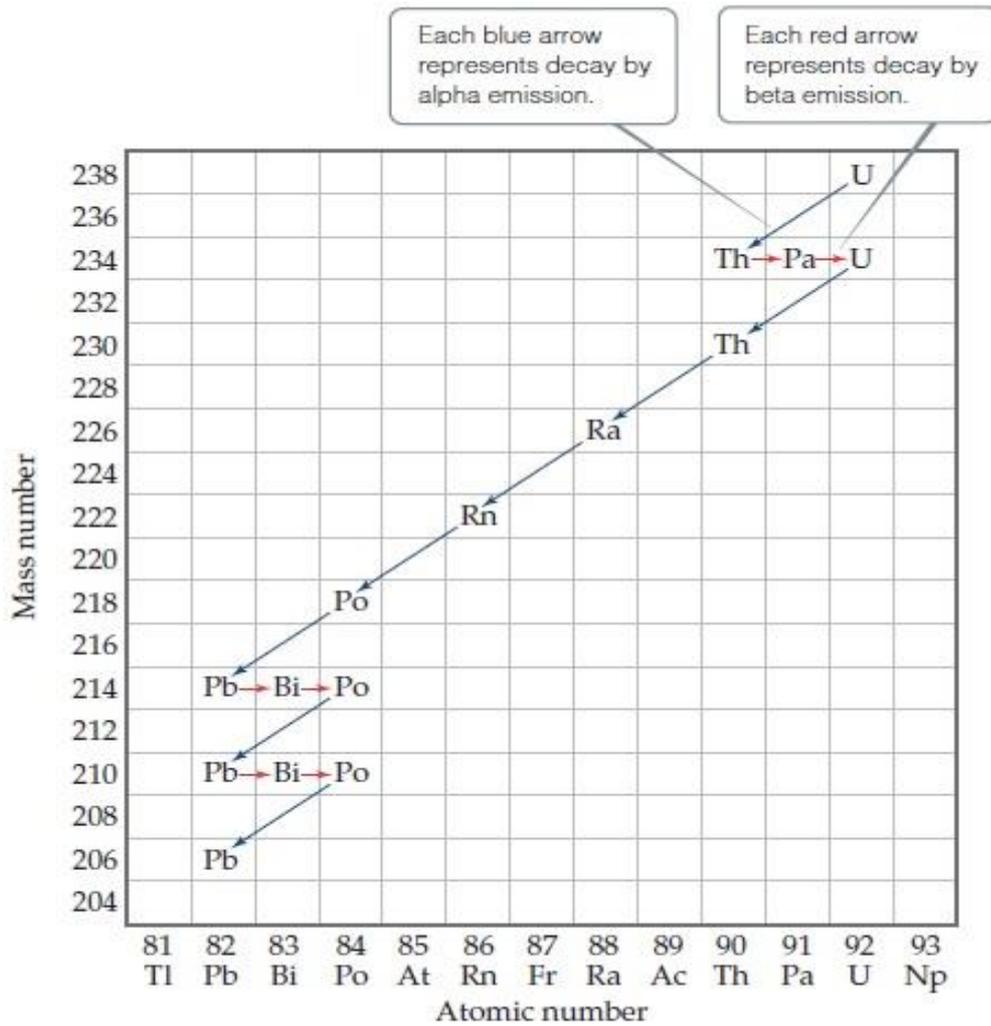


Figura 1-8. Proceso de desintegración del uranio-238 [11].

### 1.2.4 Fisión nuclear

Un proceso de fisión nuclear consiste en que un núcleo de un elemento pesado, absorbe un neutrón, constituyendo un núcleo excitado, para a continuación dividirse en dos núcleos más ligero, denominados fragmentos de fisión. Por otra parte, en el proceso de fisión se liberan un cierto número de neutrones. La liberación de neutrones se debe a que los elementos pesados tienen un ratio neutrones-protones del orden de 1,5, por lo que esta proporción se mantiene en los dos núcleos más ligeros que se forman durante la fisión, de manera que estos núcleos para conseguir ser estables deben emitir neutrones para disminuir el ratio neutrones-protones y alcanzar la estabilidad.

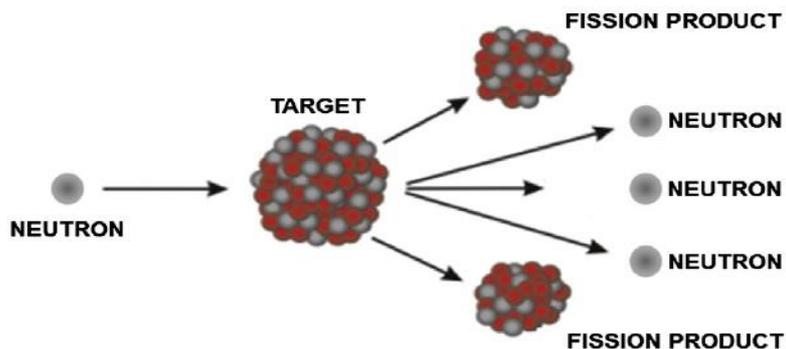
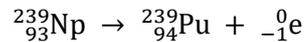
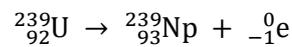
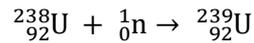
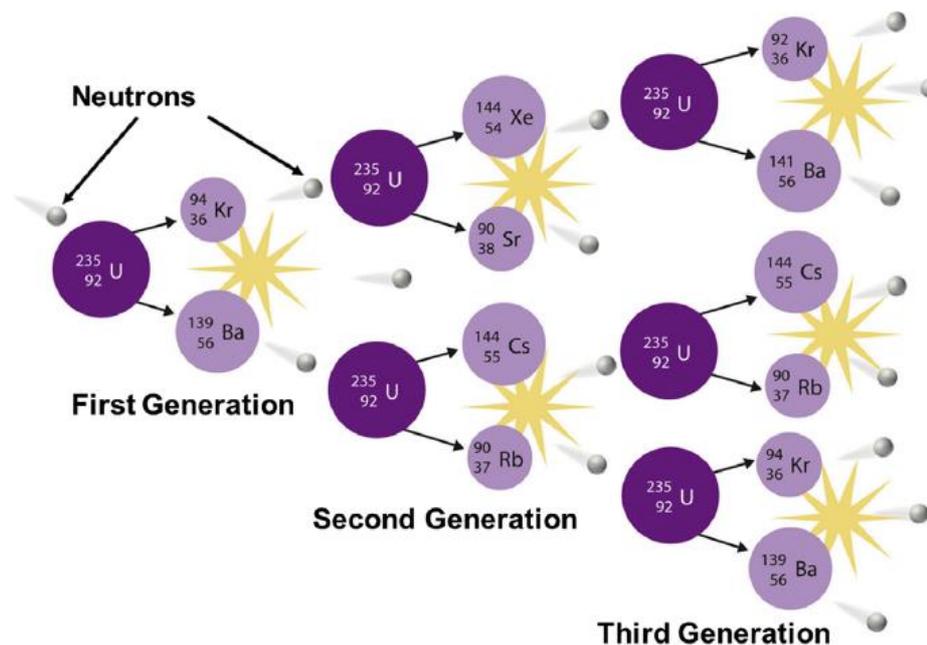


Figura 1-9. Esquema representativo de un proceso de fisión nuclear [14].

Debido a que el uranio es el elemento más pesado que existe de manera apreciable en la naturaleza, es el que se usa como combustible en los reactores químicos. El uranio que se encuentra en la naturaleza está constituido por el isótopo uranio-235 (en una proporción del 0,7%) y por el isótopo uranio-238 (en una proporción del 99,3%). Existen diferencias importantes entre ambos isótopos. De esta forma, el uranio-235 puede ser dividido haciendo incidir sobre el un cualquier tipo de neutrón, es decir, tanto neutrones con alta energía (llamados neutrones rápidos) como neutrones de baja energía (llamados neutrones lentos). Por el contrario, el uranio-238 sólo puede ser dividido utilizando neutrones rápidos. Así, se dice que el uranio-235 es un material fisil mientras que el uranio-238 es un material fisionable. A su vez, el uranio-238, mediante un proceso de captura neutrónica y dos desintegraciones beta negativa se puede transformar en plutonio-239:

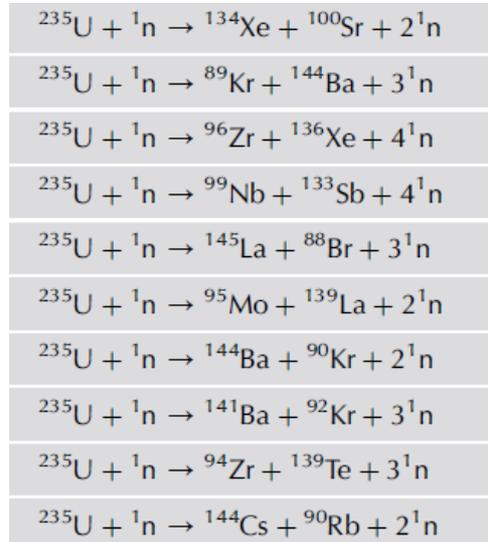


El plutonio-239 es un material fisil. Dado que el uranio-238 se puede transformar en un material fisil, se dice que es un material fértil. En los reactores nucleares comerciales, las dos reacciones más importantes desde el punto de vista energético son la fisión de uranio-235 y la fisión de plutonio-239 (que se origina dentro del reactor a partir de uranio-238). Aunque el número de neutrones liberados puede variar entre 0 y 8, de media [12], se liberan 2,5 neutrones en la fisión de uranio-235 y 3,0 en la fisión de plutonio-239. De esta manera, es como se consigue implementar una reacción en cadena o autosostenida. Dicho de otro modo, en un reactor nuclear, para poner en operación el reactor (arranque) se debe bombardear el combustible con neutrones para que se inicien las reacciones de fisión, pero al cabo de cierto de cierto tiempo se alcanza el régimen permanente y los neutrones encargados de producir la fisión de los átomos del combustible son los neutrones que se han desprendido en la fisión previa de otros átomos de combustible. Este proceso de reacción en cadena se observa de forma gráfica en la imagen de la *Figura 1-10*.

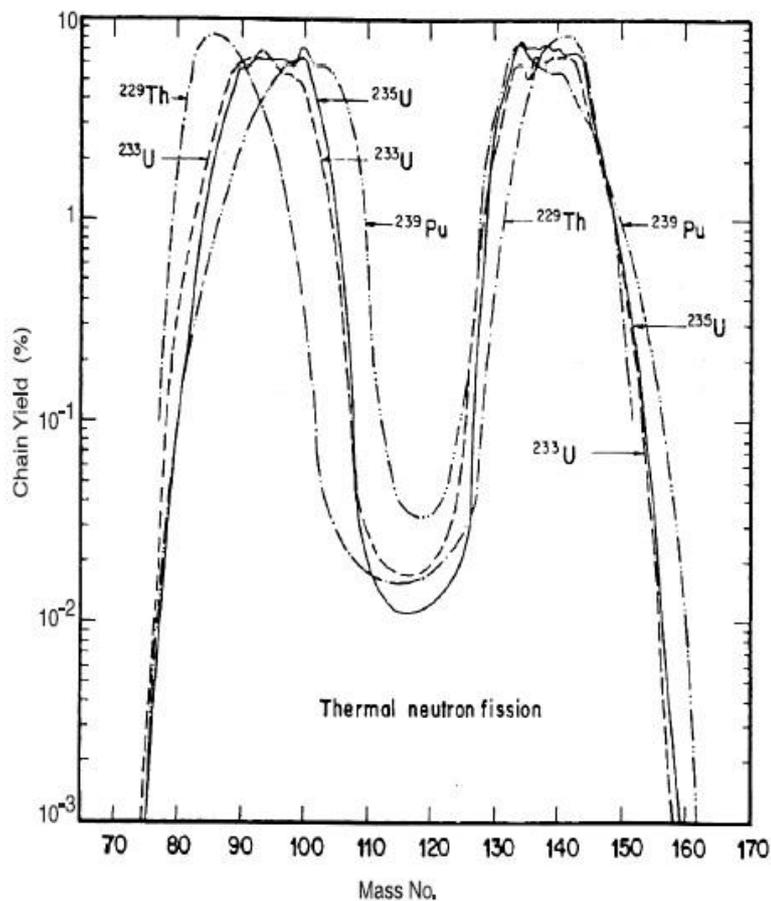


*Figura 1-10. Esquema representativo de un proceso de fisión nuclear [14].*

Como se puede observar en la **Figura 1-10**, los productos de fisión de cada núcleo de uranio-235 no siempre son los mismos elementos. Además, la fisión de un núcleo no origina dos partículas del mismo tamaño, sino que hay más probabilidad de que uno de los productos de fisión tenga un número másico comprendido entre 80 y 110 y el otro de los productos de fisión tenga un número másico comprendido entre 125 y 155 [13]. Lo mismo ocurre en la fisión del átomo de plutonio-239.



**Figura 1-11. Reacciones más comunes en la fisión del uranio-235**



**Figura 1-12. Probabilidad de los productos de fisión.**

Las reacciones que se dan con más probabilidad en la fisión del uranio-235 son las que aparecen en la imagen de la **Figura 1-11** [14]. Por otro lado, en la **Figura 1-12** [15] aparece una gráfica que representa la probabilidad de que los productos de fisión del uranio-235 y el plutonio-239 (entre otros isótopos) tengan un determinado número másico, cuando se hacen incidir sobre ellos neutrones térmicos.

Ahora se va a calcular la energía que se libera en un proceso de fisión nuclear mediante dos formas distintas. Para ello se elegirá la fisión del uranio-235, dada su relevancia como combustible en los reactores nucleares comerciales. En primer lugar se calculará la energía que se produce por cada fisión de un átomo utilizando el concepto de energía de enlace que se definió en el capítulo 1.2.2. De esta forma, se elegirá como productos de fisión dos de los elementos de fisión que se dan con mayor probabilidad, quedando la siguiente reacción:



El peso de cada de los isótopos que aparecen en la reacción, son los siguientes:

<u>Mass of the Reactants</u>		<u>Mass of the Products</u>	
${}_{92}^{235}\text{U}$	235.043924 amu	${}_{37}^{93}\text{Rb}$	92.91699 amu
${}_0^1\text{n}$	1.008665 amu	${}_{55}^{140}\text{Cs}$	139.90910 amu
<hr/>		$3({}_0^1\text{n})$	3.02599 amu
236.052589 amu		<hr/>	
		235.85208 amu	

**Figura 1-13. Masa de los isótopos que participan en una reacción de fisión nuclear [7].**

Calculando la energía de enlace utilizando la fórmula que se expuso en el capítulo 1.2.1, se obtiene lo siguiente:

Isótopo	Energía de Enlace (MeV)
Rubidio	826
Cesio	1212,3
Uranio	1852,3

**Tabla 1-1. Energía de los diferentes isótopos que participan en una reacción nuclear.**

La energía liberada en el proceso de fisión se puede calcular como la diferencia entre la energía de enlace de los productos menos la energía del reactivo:

$$E_{\text{fisión}} = E \cdot E_{\text{productos}} - E \cdot E_{\text{reactivos}} = [E \cdot E({}_{55}^{140}\text{Cs}) + E \cdot E({}_{37}^{93}\text{Rb})] - E \cdot E({}_{92}^{235}\text{U})$$

$E_{\text{fisión}} = [1212,3 + 826,0] - 1852,3 = 186,0 \text{ MeV}$  En Segundo lugar, se calculará la energía de fisión haciendo uso de la relación entre masa y energía que estableció Einstein. Esta ecuación establece que la energía

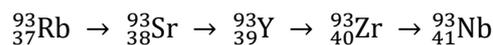
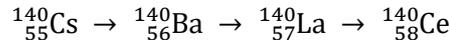
que se pierde en un proceso de fisión es proporcional a la energía liberada. Esta relación se estableció en el capítulo 1.2.2. En el caso de la reacción concreta que se está estudiando, y utilizando como dato las masas de los diferentes isótopos que aparecen en la **Figura 1-13**, quedaría:

$$\text{Defecto másico} = \text{masa}_{\text{reactivo}} - \text{masa}_{\text{producto}} = 236,052589 - 235,852080 = 0,200509 \text{ uma}$$

$$E_{\text{fisión}} = 931 * 0,200509 = 186,7 \text{ MeV}$$

Se puede ver como con ambos métodos se obtienen prácticamente el mismo resultado. Cabe decir, que si se cogiera cualquiera de las reacciones que se dan con mayor probabilidad en la fisión del uranio-235 (**Figura 1-11**), se obtendrían resultados similares. Análogamente, se podría comprobar como en la fisión de plutonio-239, la energía liberada en la fisión para cualquiera de las reacciones que se dan más frecuentemente es prácticamente igual a la energía obtenida en la fisión del uranio-235.

Por otra parte, el valor de referencia de 187 MeV sólo tiene en cuenta la energía que se libera de forma instantánea en la reacción de fisión. Como consecuencia de que los productos de fisión no son estables, emiten radiación para conseguir la estabilidad. Este proceso radiativo es exotérmico y no se produce de forma instantánea. A modo de ejemplo, los productos de fisión que se producen en la reacción que se ha cogido como referencia emiten radiación beta negativa evolucionando de la siguiente manera:



Finalmente los productos de reacción (en el caso de la reacción que se está estudiando) se transforman en los isótopos cesio-140 y Niobio-93, que son isótopos estables como se muestra en la **Figura 1-7**. Además de radiación beta negativa, los productos de fisión también emiten radiación gamma y neutrinos. De forma cuantitativa, la energía asociada a los productos de fisión es la que se define en la **Figura 1-14** [7]:

<b>Delayed Energy from Fission</b>	
Beta Particles From Fission Products	7 Mev
Gamma-rays from Fission Products	6 MeV
Neutrinos	10 MeV
<b>Total Delayed Energy</b>	<b>23 MeV</b>

**Figura 1-14. Energía liberada en la fisión de un átomo de uranio-235 de forma retardada.**

No obstante, la energía asociada a los neutrinos no es aprovechable para la producción de energía dado que la

interacción entre estas partículas con la materia es muy débil [9]. Por tanto, si se suman los 187 MeV de energía que se producen de manera instantánea más los 13 MeV que se producen de forma retardada en los productos de fisión, se puede afirmar que la fisión de un átomo de uranio-235 es del orden de 200 MeV. Se puede demostrar como la energía desprendida en la fisión de plutonio-239 es prácticamente igual a la liberada en la de fisión de uranio-235.

Para tener un orden de magnitud de la cantidad de energía liberada en la fisión nuclear se expresará la energía en MWh y por unidad de masa de combustible:

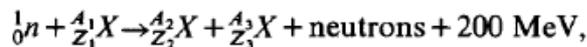
$$\frac{200 \text{ MeV}}{\text{átomo}} * \frac{6,02 * 10^{23} \text{ átomo}}{1 \text{ mol}} * \frac{1 \text{ mol}}{235 \text{ g}} * \frac{4,45 * 10^{-23} \text{ MWh}}{1 \text{ MeV}} = 22,8 \frac{\text{MWh}}{\text{g}}$$

Si se quiere calcular la potencia que se produciría con la fisión de un gramo de material al día:

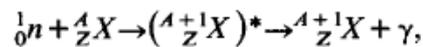
$$\frac{22,8 \text{ MWh} / 24\text{h}}{\text{g} / \text{día}} = 0,95 \frac{\text{MW}}{\text{g} / \text{día}} \quad (10)$$

De forma aproximada, la fisión de un gramo al día produce 1 MW de energía en forma de calor. No obstante, el valor real será menor debido a las reacciones de captura. En estas reacciones, el material fisible, cuando recibe el impacto de un neutrón, incorpora el nuevo neutrón a su núcleo sin que se produzca la fisión. Por otra parte, cuando un neutrón impacta con un núcleo, además de poder producir la fisión de este o ser capturado por el núcleo, el neutrón puede desviarse de tal forma que el núcleo no cambia su número atómico ni su masa atómica. A este proceso se le conoce como dispersión (*scattering*). Cuando en el proceso de dispersión se conserva la energía cinética total, se trata de una dispersión elástica. Por el contrario, en la dispersión inelástica se conserva la energía total aunque no la energía cinética, y el núcleo es llevado a un estado de excitación, regresando a su estado base emitiendo radiación gamma. En la **Figura 1-15** [16] se pueden ver las diferentes reacciones posibles que se pueden presentar cuando un neutrón impacta con un núcleo:

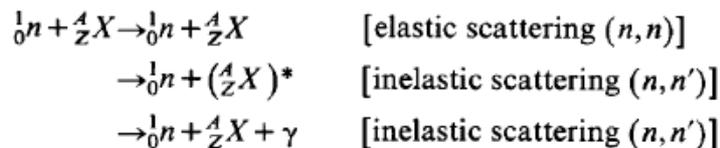
**Nuclear fission ( $n, \text{fission}$ ):**



**Radiative capture ( $n, \gamma$ ):**



**Scattering ( $n, n$ ) or ( $n, n'$ ):**



**Figura 1-15. Tipos de reacciones neutrónicas**

Finalmente, se va a procederá a exponer la ecuación que permite calcular la potencia térmica que se produce en el seno de un reactor nuclear. Para ello, será necesario definir el concepto de sección eficaz y la potencia generada cuando se produce una fisión por unidad de tiempo. La sección eficaz cuantifica la probabilidad de que se produzca una determinada reacción entre un neutrón y un núcleo. La sección eficaz de fisión se define en la siguiente ecuación [7]:

$$R_f = \sigma_f * \Phi * N \quad (11)$$

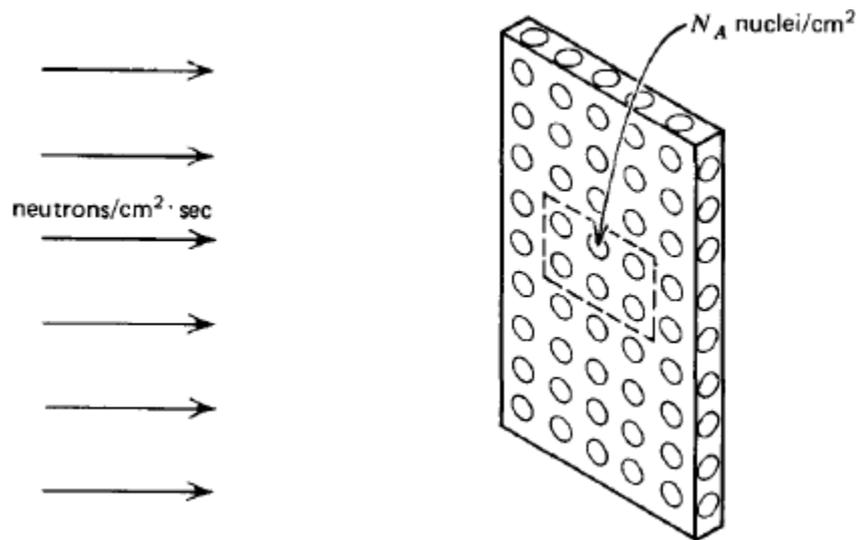
Dónde;

$R_f$ : velocidad de fisión  $\left(\frac{\text{número de fisiones}}{\text{cm}^3 \cdot \text{s}}\right)$

$\sigma_f$ : sección eficaz microscópica de fisión  $\left(\frac{\text{cm}^2}{\text{núcleo}}\right)$

$\Phi$ : flujo de neutrones  $\left(\frac{\text{número de neutrones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}}\right)$

$N$ : densidad de núcleos por unidad de volumen  $\left(\frac{\text{núcleo}}{\text{cm}^3}\right)$



**Figura 1-16. Flujo de neutrones incidendo en el blanco [7].**

El producto entre  $\Phi$  y  $\sigma_f$  se puede interpretar como la fracción de neutrones incidentes que logran reaccionar (en ese caso inducir una fisión) con los núcleos presentes (denominados blanco u objetivo). Por otra parte, cuando la sección eficaz microscópica se expresa por unidad de volumen, en vez de por unidad de un núcleo individual, pasa a denominarse sección eficaz macroscópica y se define como la ecuación:

$$\Sigma_f = N * \sigma_f \quad (12)$$

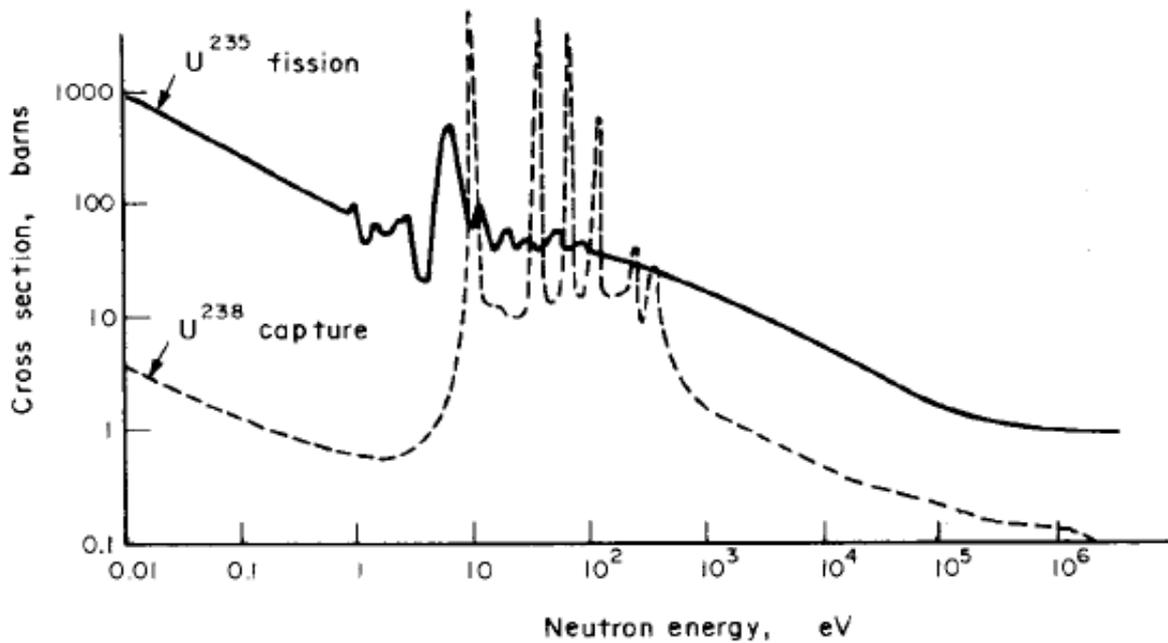
Dónde:

$\Sigma_f$ : sección eficaz macroscópica de fisión ( $cm^{-1}$ )

Combinando las ecuaciones (11) y (12), se obtiene:

$$R_f = \Phi * \Sigma_f \quad (13)$$

La sección eficaz macroscópica del proceso de fisión (al igual que la sección eficaz del proceso de captura o del proceso de dispersión) es una función del núcleo (naturaleza del combustible) y de la energía del neutrón incidente [17]. Estas dependencias se pueden ver en la gráfica de la **Figura 1-17**. Cuando la energía del neutrón incidente es inferior a 0,1 eV, se dice que es un neutrón lento. De la misma forma, cuando la energía es superior a 0,1 MeV, se dice que es un neutrón rápido [18].



**Figura 1-17.** Sección eficaz macroscópica de diferentes núcleos [17].

A su vez, la densidad de núcleos por unidad de volumen se puede calcular como:

$$N = \frac{\rho * N_a}{PM} \quad (14)$$

Dónde:

$\rho$ : densidad ( $\frac{g}{cm^3}$ )

$N_a$ : número de Avogadro ( $6,02 * 10^{23} \frac{núcleo}{mol}$ )

$PM$ : peso molecular ( $\frac{g}{mol}$ )

Para calcular la potencia generada cuando se produce una fisión por unidad de tiempo, se utiliza el valor de 200 MeV de energía por fisión que se demostró anteriormente:

$$\frac{200 \text{ MeV}}{\text{fisión}} * \frac{4,45 * 10^{-23} \text{ MWh}}{1 \text{ MeV}} * \frac{3600 \text{ s}}{1 \text{ h}} * \frac{10^6 \text{ W}}{1 \text{ MW}} = \frac{3,2 * 10^{-11} \text{ W} * \text{s}}{\text{fisión}} = 3,1 * 10^{-11} \frac{\text{W}}{\text{fisión/s}}$$

Finalmente, multiplicando la velocidad de fisión por el volumen de material fisible en el reactor y dividiendo el producto entre el inverso de la potencia térmica liberada cuando se produce una fisión por segundo, se obtiene la potencia térmica del reactor [7] [9]:

$$P = \frac{R_f * V}{(3,1 * 10^{-11})^{-1}} \quad (15)$$

$$P(W) = \frac{\emptyset * \Sigma_f \left( \frac{\text{fisión}}{\text{cm}^3 * \text{s}} \right) * V (\text{cm}^3)}{3,1 * 10^{10} \frac{\text{fisión/s}}{W}} \quad (16)$$

Dónde:

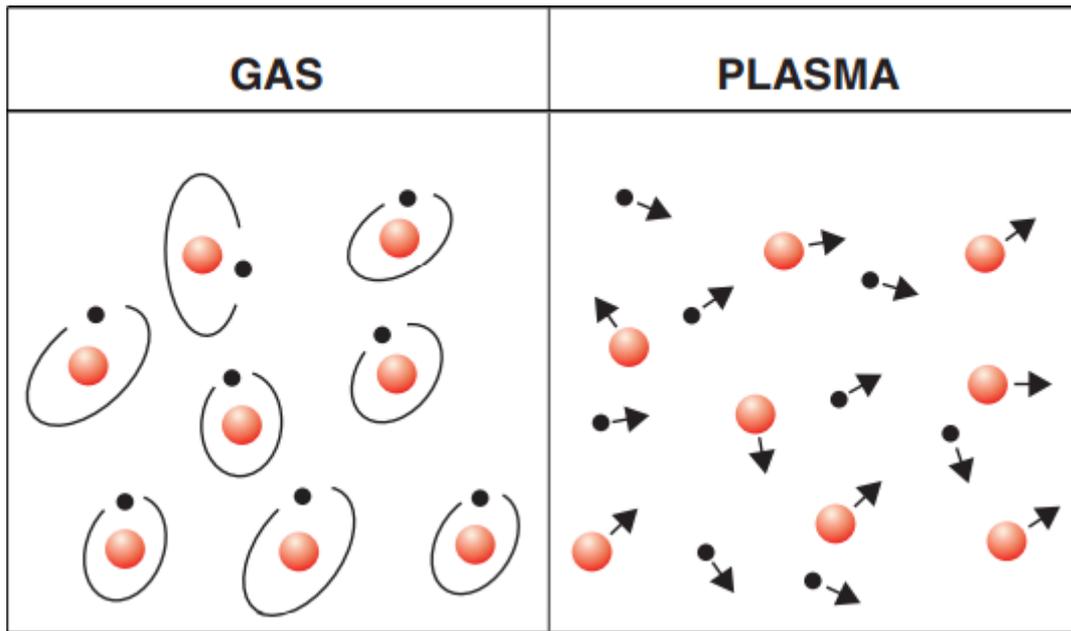
$V$ : volumen del núcleo del reactor ( $\text{cm}^3$ )

Cabe decir, apoyándose en la gráfica de la **Figura 1-17**, que cuando la energía de los neutrones incidentes sea pequeña (es decir, sean neutrones térmicos), aumentará la sección eficaz macroscópica y con ello, la potencia térmica desprendida en la fisión será mayor. Sin embargo, los neutrones que se producen en el proceso de fisión presentan una alta energía, que van disminuyendo su energía a medida que experimentan el proceso de dispersión con otros núcleos. Para disminuir la energía de los neutrones se suele usar en los reactores nucleares lo que se conoce como moderador, cuyo objetivo es ir frenando los neutrones.

En la práctica, debido a que tanto la sección eficaz macroscópica como el flujo de neutrones se obtienen de forma experimental, los fabricantes de reactores nucleares ofrecen como dato directamente el valor de la potencia térmica liberada en el reactor, que será lo que se utilizará en la evaluación técnica del reactor (capítulo 4).

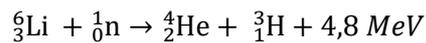
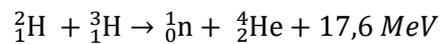
## 1.2.5 Fusión nuclear

De la misma forma que se puede obtener energía de la fisión de núcleos más pesados que el hierro, cuando se fusionan dos núcleos más ligeros que el hierro también se libera energía. De hecho, la fusión nuclear es la responsable de que las estrellas emitan energía. Para que se pueda llevar a cabo la fusión nuclear, es necesario que los núcleos de las partículas estén muy cerca, por lo que es necesario superar la fuerza electrostática (que es responsable de que los núcleos se repelan). En la práctica, el problema radica en que para poder unir varios núcleos son necesarias temperaturas del orden de decenas/cientos de millones de grados Kelvin. Es por ello, por lo que para llevar a cabo la fusión nuclear los átomos suelen estar en estado plasma. El estado plasma es un estado parecido al gas, en el que parte de los electrones se han desprendido del núcleo, quedando este eléctricamente cargado. Una representación de ambos estados de agregación [19] se puede apreciar en la **Figura 1-18**.

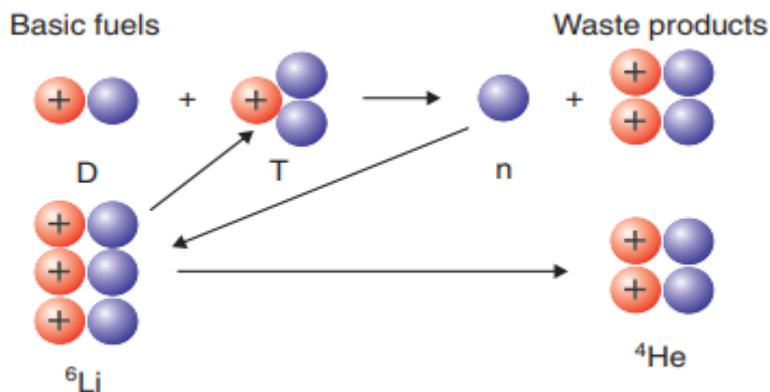


*Figura 1-18. Diferencia entre diferentes estados de agregación: gas (izquierda) y plasma (derecha).*

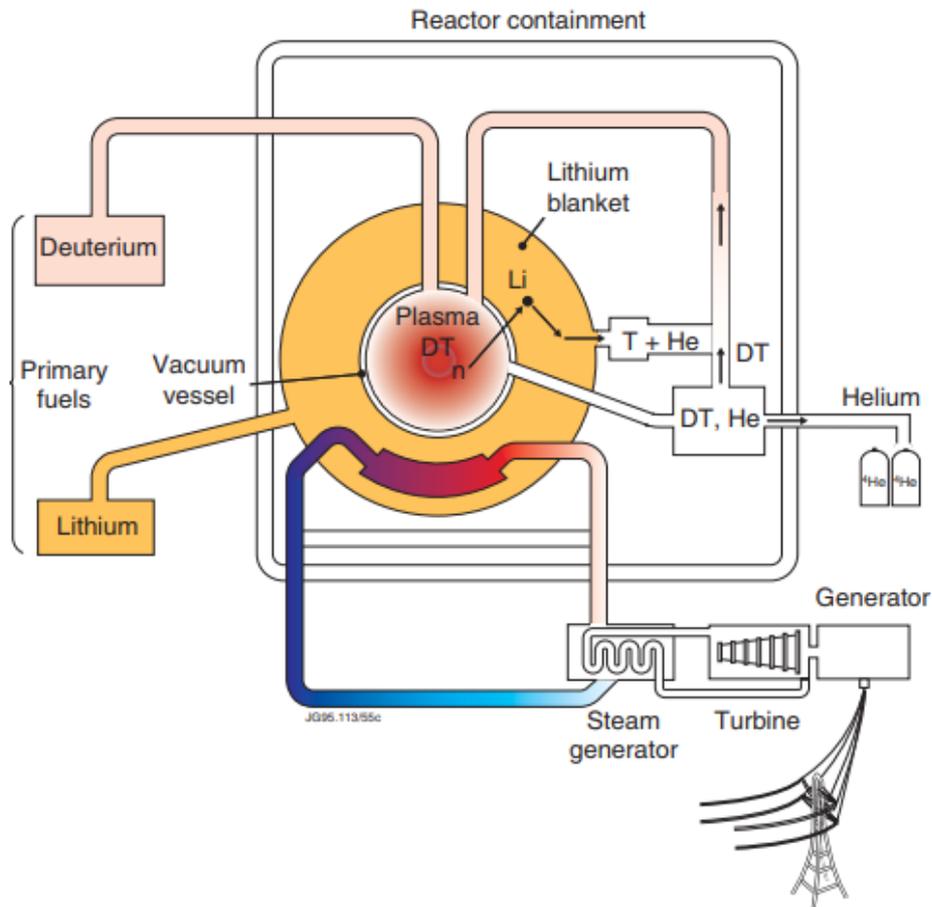
Aunque hay muchas posibles combinaciones de átomos que se pueden unir en el proceso de fusión nuclear (y por tanto muchos tipos de reacciones), los reactores de fusión que se están desarrollando en la actualidad (pues no existen todavía a nivel comercial) llevan a cabo las siguientes reacciones:



El isótopo de hidrógeno cuyo número másico es 2 se conoce como deuterio y se suele denotar con la letra D. Análogamente, El isótopo de hidrógeno cuyo número másico es 3 se conoce como tritio y se suele denotar con la letra T. Considerando esto, se presentan de forma gráfica [19] las reacciones de fusión que se dan en los reactores experimentales en la *Figura 1-19*.



*Figura 1-19. Reacciones de fusión nuclear que se dan en los reactores existentes a día de hoy.*



**Figura 1-20. Esquema básico de un reactor de fusión nuclear.**

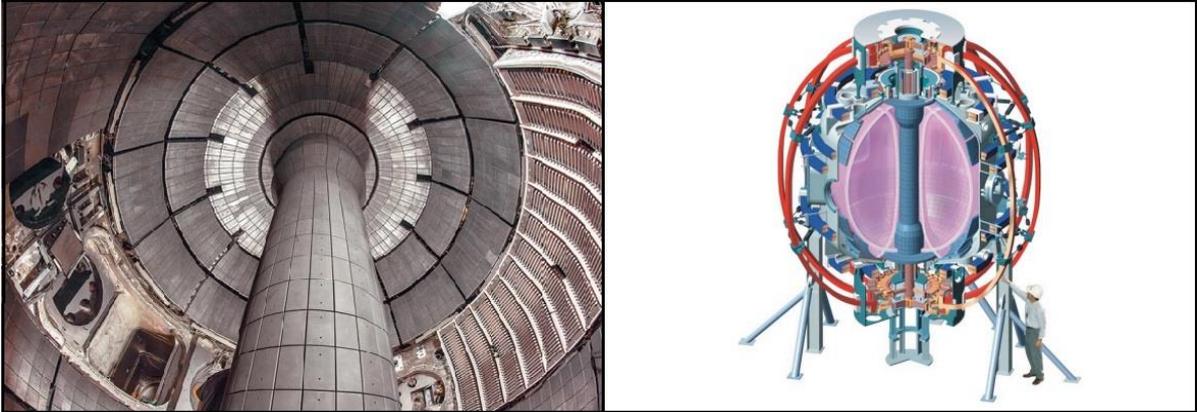
Como se observa en la **Figura 1-19** y en la **Figura 1-20** [19], los reactivos son el deuterio y el litio, mientras que el producto es Helio. Además, los neutrones producidos en una de las dos reacciones se utilizan como reactivo de la otra. Lo mismo ocurre con el tritio, ya que lo que se produce en una de las reacciones se recicla para poder ser utilizado como reactivo en la otra. La elección de estos núcleos (o reacciones) para producir el proceso de fusión nuclear en detrimento de otros, se justifica principalmente en base a las siguientes consideraciones:

- El deuterio está presente en uno de cada 6500 átomos de hidrógeno, y el hidrógeno se puede obtener del agua de los océanos, lo que lo hace un reactivo prácticamente inagotable [10].
- Como producto de fisión del litio se produce helio-4, que no es radiactivo, y, en menor cantidad, tritio. El tritio es un isótopo radiactivo, pero su periodo de semidesintegración es de 12,3 años. Esto quiere decir que pasados 12,3 años sólo la mitad de la cantidad inicial permanecerá, y pasados 24,6 años sólo permanecerá la cuarta parte y así sucesivamente. En conclusión, el tritio presenta un tiempo de semidesintegración muy pequeño en comparación con los residuos de procesos de fisión nuclear (reduciendo considerablemente los problemas asociados al tratamiento de residuos) [19].
- Si se compara la energía liberada en las dos reacciones de fusión que se suelen presentar en los reactores de fusión se puede observar que pertenecen al grupo de reacciones que más energía liberan [14].

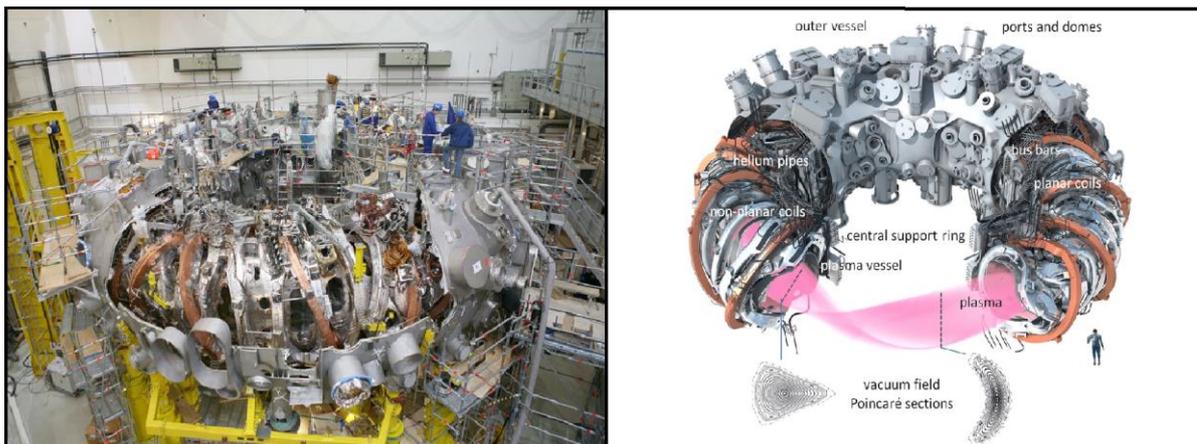
Para implementar la fusión nuclear, se han desarrollado dos tecnologías diferentes:

- Reactores de confinamiento magnético: en estos reactores el plasma, al tener carga eléctrica, se confina dentro de una cámara sin que llegue a tocar las paredes de dicha cámara mediante la aplicación de campos magnéticos de muy alta intensidad. De esta forma, los iones y los electrones permanecen

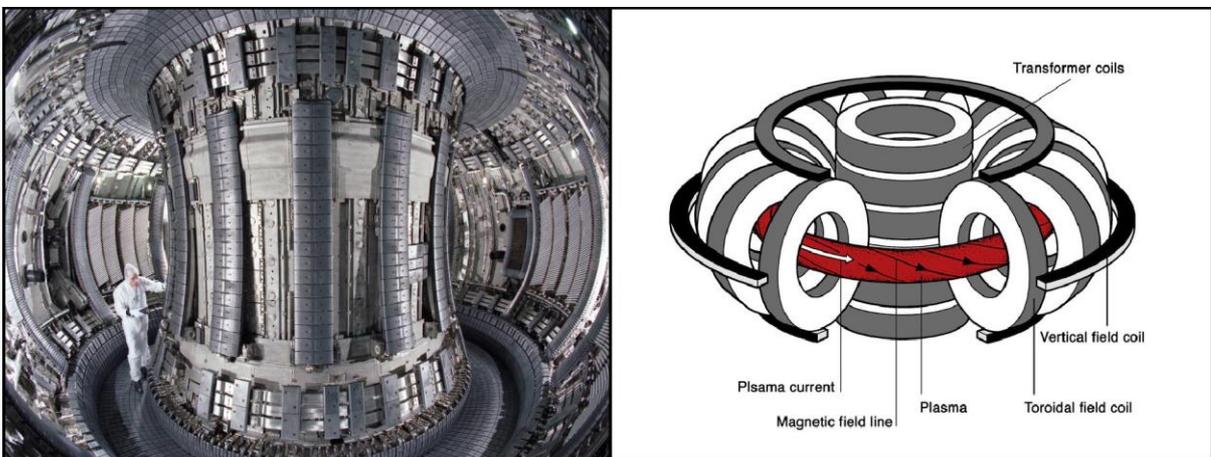
atrapados hasta que logran colisionar con otra partícula. Para que los núcleos pasen a estado plasma es necesario calentar el plasma mediante microondas o haces de partículas. A su vez, los reactores de confinamiento magnético se dividen en tokamaks toroidales (conocidos comúnmente como tokamak), tokamaks esféricos y stellarators.



**Figura 1-21. Foto y esquema de un reactor de fusion: tipo tokamak esférico. Cortesía de [www.i4u.com](http://www.i4u.com) y de**



**Figura 1-22. Foto y esquema de un reactor de fusion: tipo stellarator. Cortesía de [www.arstechnica.com](http://www.arstechnica.com) y de [www.researchgate.net](http://www.researchgate.net)**

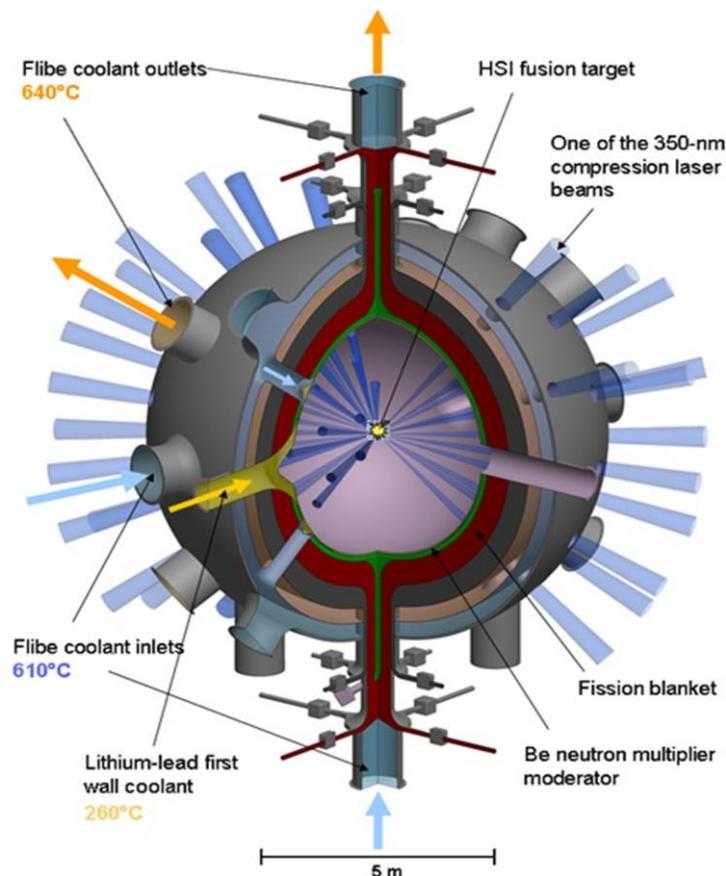


**Figura 1-23. Foto y esquema de un reactor de fusion: tipo tokamak. Cortesía de [www.extremetech.com](http://www.extremetech.com) y de [www.pitjournal.unc.edu](http://www.pitjournal.unc.edu)**

Hasta el momento, de los tres tipos de reactores basados en el confinamiento magnético, los tipo tokamaks son los que presentan mejores prestaciones [20]. Dentro de estos, se pueden destacar el JET (Joint European Torus) y el ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor). El JET es el mayor reactor nuclear que está en operación en la actualidad, está situado en Inglaterra, empezó a operar a principios de los años ochenta y su coste fue de doscientos millones de dólares de la época. El JET consiguió generar 16 MW de energía consumiendo una cantidad de 24 MW, es decir, logró generar casi el 70% de la energía necesaria para operar el reactor (asociada principalmente a la producción del plasma)

Por otro lado, el ITER será el mayor reactor de fusión del mundo. Se espera que su construcción finalice en el año 2018, y que empiece a operar en 2025. El ITER está ubicado en Francia y es un Proyecto en el que intervienen países como EEUU, Canadá, Japón, Alemania, Francia, Rusia o España entre otros. El coste del Proyecto ronda los 26.000 millones de euros, lo que lo coloca en el quinto proyecto más caro de la historia, sólo por detrás del programa Apolo, la estación espacial internacional, el proyecto Manhattan y del desarrollo del sistema GPS. Se estima que pueda llegar a generar a generar una potencia de 500 MW consumiendo una cantidad de energía de 50 MW en forma de calor, es decir, generará diez veces más energía de la que consumirá.

- Reactores de confinamiento inercial: a una pastilla de combustible (deuterio y tritio) de unos milímetros se le hace incidir haces de láseres de alta potencia o haces atómicos. El principio de funcionamiento de estos reactores se basa en que el combustible recibe en su superficie una gran cantidad de energía, que es capaz de generar plasma en la superficie del combustible, que se expande, comprimiendo el interior del combustible hasta tal punto que implosiona, liberando la energía de fusión. A continuación es absorbida por el litio, que a su vez cede calor a una corriente de agua, generando vapor que será expandido posteriormente en una turbina. En la **Figura 1-24** [19] se puede ver un esquema de este tipo de reactores.



**Figura 1-24.** Esquema típico de un reactor de confinamiento inercial.

El proyecto de una instalación de confinamiento inercial más grande que existe en la actualidad es el NIF (National Ignition Facility). Esta instalación, desarrollada íntegramente por E.E.U.U, se empezó a construir en el año 1997 y se puso en operación por primera vez en el año 2009. El reactor utiliza un total de 192 haces de láser y tiene un diámetro de diez metros. La tecnología necesaria para crear el láser ocupa una estación equivalente a la de un campo de fútbol. El coste de este proyecto fue de unos 3000 millones de euros, lo que supone aproximadamente la décima parte de lo que ha costado el ITER.

Finalmente, se ha de decir que ninguno de los reactores de fusión nuclear que existen a día de hoy ha conseguido generar energía de forma neta, es decir, generar más energía de la que consumen. No obstante, se estima que la energía de fusión constituirá en torno al 10% de la energía eléctrica producida en el año 2080, y en torno al 35% en el año 2100 [21].

Por último, a modo de resumen, y como se puede ver en la **Figura 1-25**, se establece una comparativa entre las reacciones de fisión nuclear, las reacciones de fusión nuclear, y las reacciones químicas de combustión utilizadas en la producción de electricidad [14]. De esta forma, se observa que la temperatura a la que se produce la reacción química convencional es del mismo orden de magnitud que la necesaria para llevar a cabo una reacción de fisión, y estas son muy inferiores a las que se dan en una reacción de fusión nuclear. Por otro lado, la energía liberada por kilogramo de combustible en una reacción nuclear de fusión es 1700 veces mayor que la energía obtenida en un proceso de fisión y 100.000.000 veces mayor a la energía obtenida en una reacción química.

	Chemical	Fission	Fusion
Reaction	$C + O_2 \rightarrow CO_2$	U-235	$^2_1H + ^2_1H \rightarrow ^3_2He + ^1_0n$
Starting material	Coal	UO <sub>2</sub> ore	$^2H$ and $^3H$ isotopes
Temperature needed (K)	700	1000	$1 \times e^{+8}$
Energy J/kg of fuel	33 MJ	2000 GJ	3,400,000 GJ

**Figura 1-25. Comparativa entre diferentes tipos de reacciones.**

### 1.3 La energía nuclear en la actualidad

En este capítulo se pondrá de manifiesto el papel que juega la energía nuclear en la actualidad, así como su evolución hasta día de hoy. De esta forma, la evolución de la energía nuclear como fuente de energía primaria desde los años noventa hasta el 2017, se puede apreciar en la **Figura 1-26** [22]. Así, se observa, como en líneas generales la energía nuclear como fuente de energía se ha mantenido prácticamente constante.

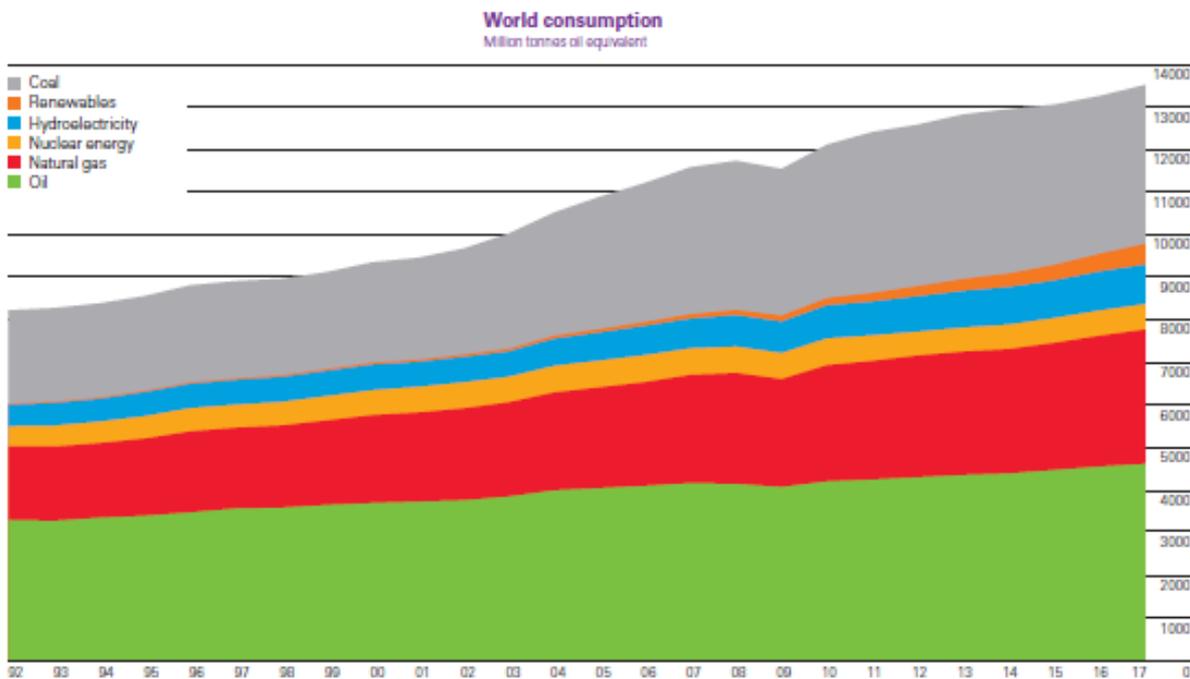


Figura 1-26. Evolución de la energía nuclear como fuente de energía primaria.

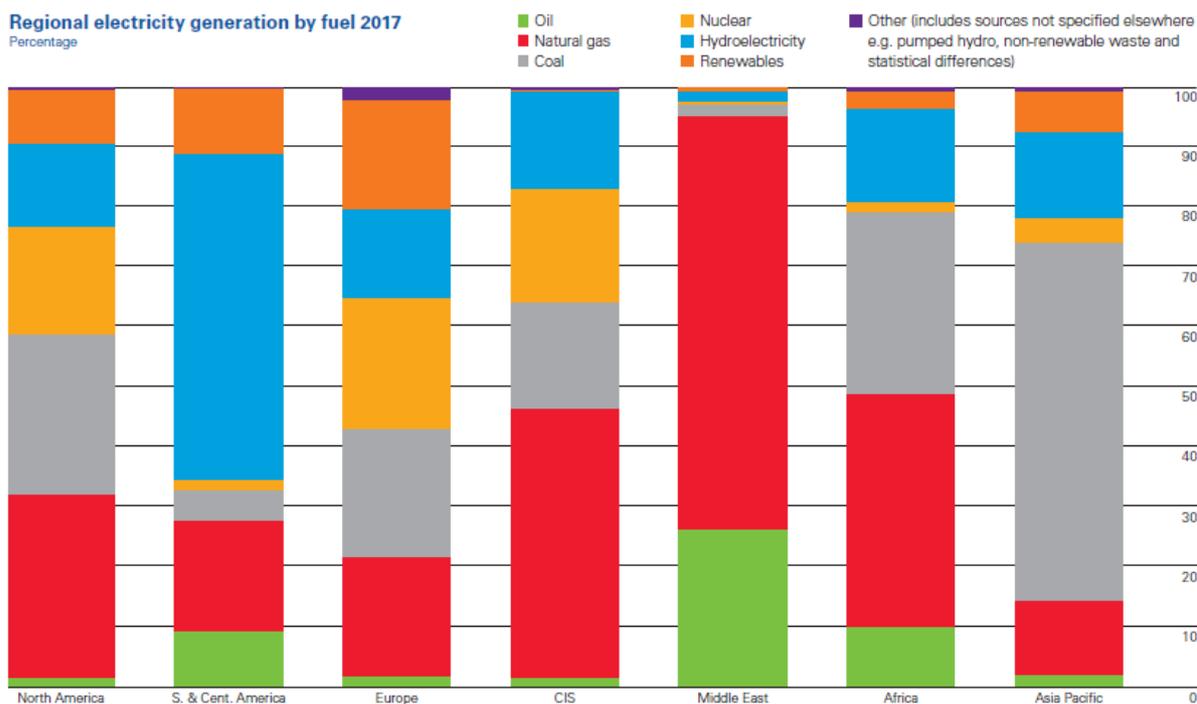
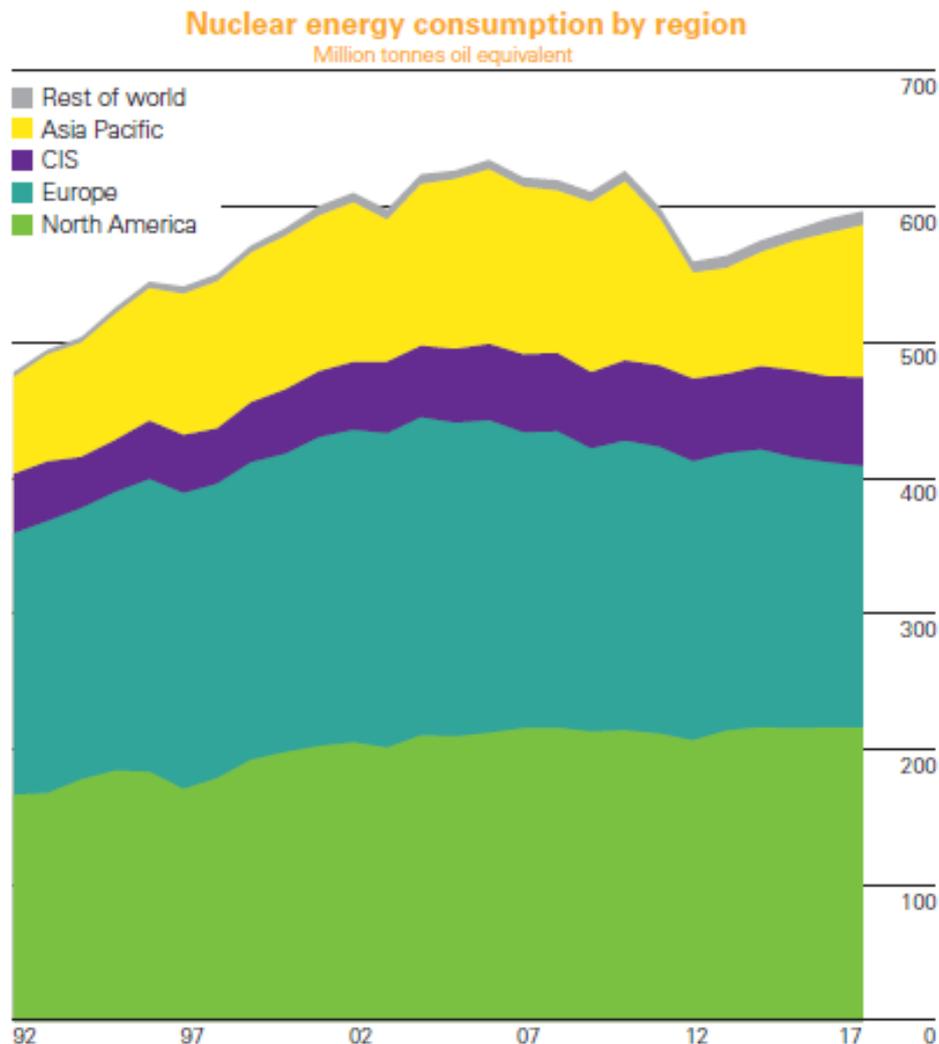


Figura 1-27. Porcentaje de energía primaria en la producción de electricidad.

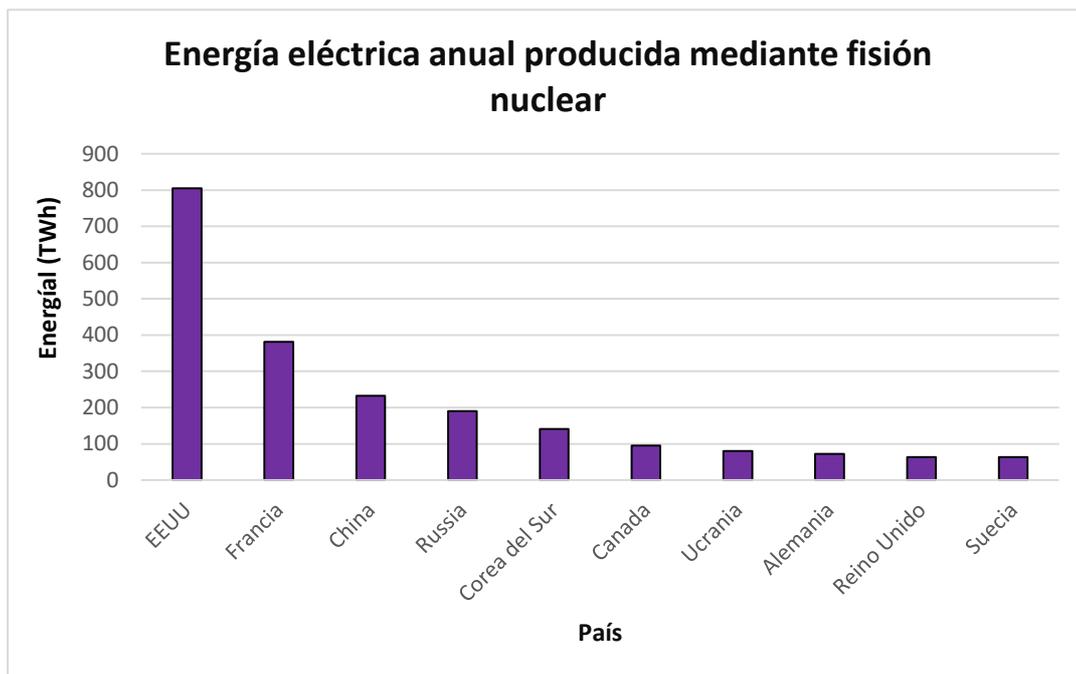
En la gráfica de la **Figura 1-27** [22], se aprecia el porcentaje que constituye la energía nuclear como fuente de energía primaria para la producción de electricidad y para diferentes regiones. La región correspondiente a CIS (*Commonwealth of independent States*) engloba a un grupo de países, entre ellos, Rusia, Ucrania, Armenia, Moldavia... Por un lado, se puede observar como es en Europa, América del norte, y la mancomunidad de países independientes donde la energía nuclear tiene mayor relevancia. Por el otro lado, en África, sur y centro América, y Oriente Medio, el papel de la energía nuclear es meramente presencial.



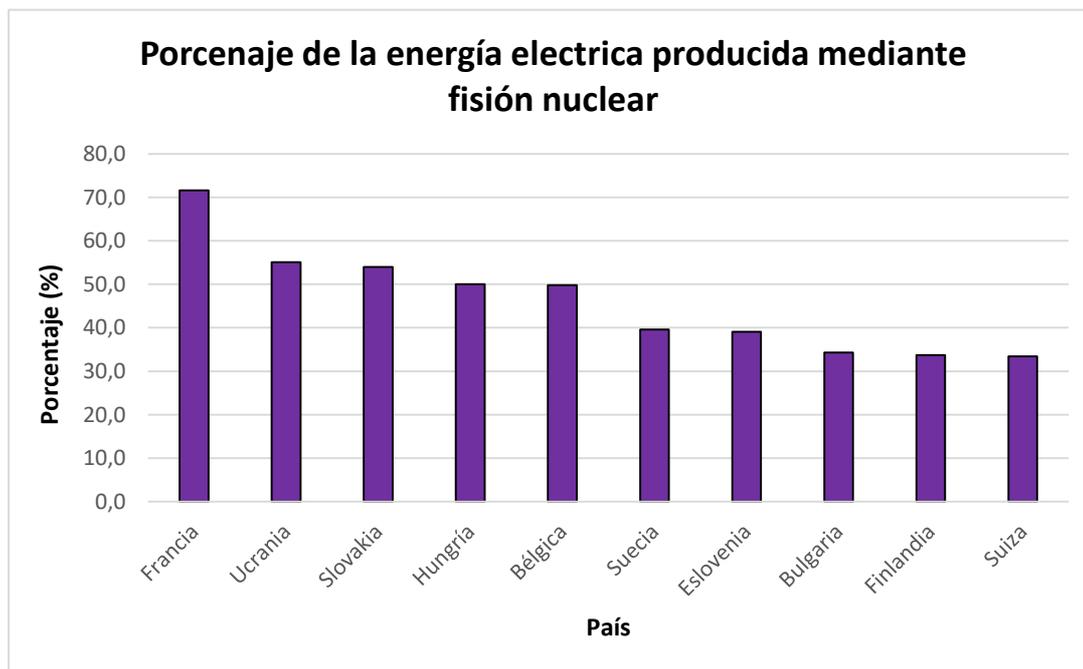
**Figura 1-28.** Evolución de la energía nuclear consumida por diferentes regiones.

Por otro lado, como se aprecia en la **Figura 1-28** [22], la evolución de la producción mundial de energía nuclear ha aumentado ligeramente durante los últimos 25 años. Se puede observar también una considerable reducción para el año 2008, debido a la crisis económica mundial que se produjo en dicho año, y el año 2011, debido a que muchos países decidieron limitar la presencia de la energía nuclear a causa del accidente de la central de Fukushima.

Finalmente, se expondrá cuáles son los países donde la energía nuclear juega un rol más destacado en la actualidad (a fecha de 31 de diciembre de 2017). Para ello [23], se expondrán cuáles son los diez países en los que mayor cantidad de energía eléctrica se produce anualmente mediante fisión nuclear (ver **Figura 1-29**), y cuáles son los diez países donde la energía nuclear representa un mayor porcentaje en la producción de electricidad (ver **Figura 1-30**).



**Figura 1-29. Países que mayor cantidad de electricidad producen utilizando fisión nuclear. Fuente: elaboración propia utilizando los datos disponibles en [23].**

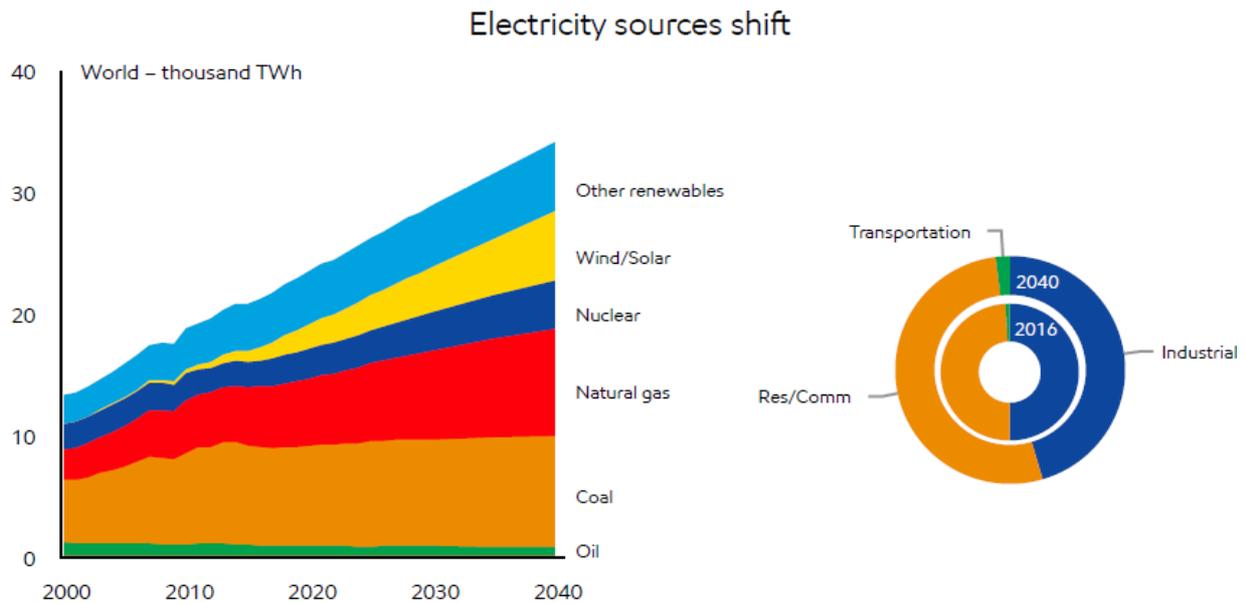


**Figura 1-30. Países dónde la energía nuclear representa un mayor porcentaje. Fuente: elaboración propia utilizando los datos disponibles en [23].**

Finalmente, España ocuparía la posición número once en ambas clasificaciones, con una energía eléctrica de origen nuclear de 55,6 TWh, y un porcentaje de un 21,2% de energía nuclear dentro de la producción total de electricidad.

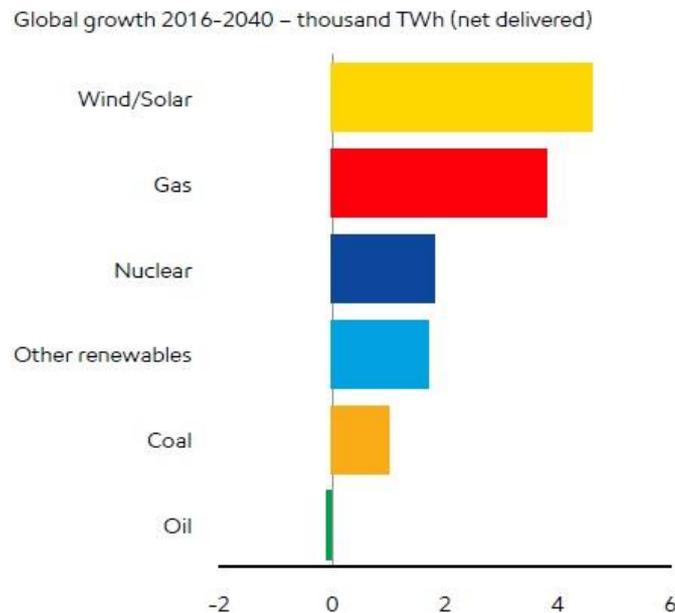
## 1.4 La energía nuclear en el futuro

En primer lugar se debe decir, que todos los resultados que se exponen en este capítulo no son más que diferentes estimaciones realizadas por diferentes instituciones u organismos. La evolución de las diferentes fuentes de energía primaria desde la actualidad hasta el año 2040 se puede observar en la **Figura 1-31** [24]. Se puede apreciar en dicha figura el aumento que experimenta la energía nuclear. También se puede apreciar el aumento de la energía eléctrica consumida y como el sector del transporte adquiere cierta relevancia en el uso de la electricidad en el año 2040, debido a la evolución del coche eléctrico.



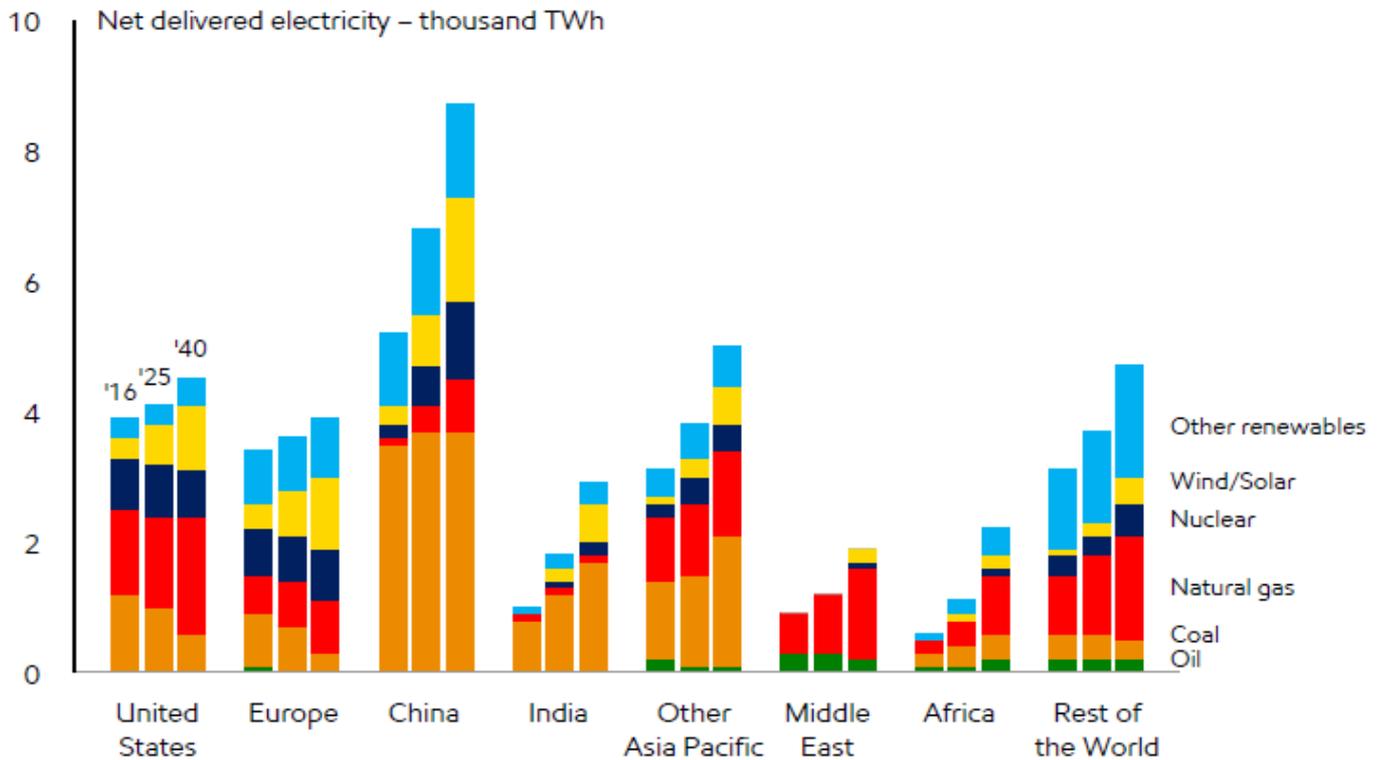
**Figura 1-31. Evolucion temporal de las diferentes fuentes de energía primaria en la producción de electricidad (I).**

Como se puede leer de la **Figura 1-32** [24], la energía nuclear es la que experimentará un mayor crecimiento porcentual en la producción de electricidad sólo por debajo de la energía eólica y solar, y del gas natural.



**Figura 1-32. Evolucion temporal de las diferentes fuentes de energía primaria en la producción de electricidad (II).**

Una vez que se ha puesto de manifiesto que la producción de energía de origen nuclear aumentará a nivel mundial, se analizará como este aumento se distribuirá en las diferentes regiones del planeta. Para ello se utiliza la **Figura 1-33** [24]. En esta figura se puede observar como en Europa y EEUU la energía eléctrica de origen nuclear se mantendrá aproximadamente constante hasta el año 2040. Por otra parte, la energía nuclear sufrirá un acusado aumento en China. En el resto de países, se puede decir, en líneas generales, que la energía nuclear aumentará aunque a un ritmo más lento que en China.



**Figura 1-33. Evolucion temporal de las diferentes fuentes de energía primaria en la producción de electricidad (III).**

El aumento de la producción de energía de origen nuclear en el futuro se sustenta en:

- La demanda de energía a nivel global aumentará (casi se duplicará en los próximos veinticinco años), por lo que la demanda de todos los tipos de energía primaria aumentará (con la excepción del petróleo) y con ello, la energía de origen nuclear también aumentará.
- Debido al aumento de la demanda de energía, unido al problema asociado a las emisiones de gases de efecto invernadero y la repercusión de estas emisiones sobre el planeta, las autoridades de los diferentes países están desarrollando diferentes políticas, entre otras medidas, para que este aumento de demanda energética se realice utilizando fuentes de energía primaria que estén exentas de emisiones de gases de efecto invernadero. Es ahí donde la energía nuclear, junto con las energías renovables, juega un papel importante. Esta conclusión se puede apreciar en la **Figura 1-34** [25]. En esta figura se compara las emisiones de CO<sub>2</sub> en un escenario de referencia con un escenario donde se ponen en práctica diferentes medidas para disminuir la cantidad anual de CO<sub>2</sub> emitida.
- La producción de energía eléctrica de origen nuclear no está vinculada a la meteorología como en el caso de las renovables. Por otro lado, las centrales nucleares, al igual que las centrales térmicas de carbón, constituyen las centrales de base (es decir, que están operando de forma ininterrumpida) pero no lleva vinculada las emisiones de gases invernadero.

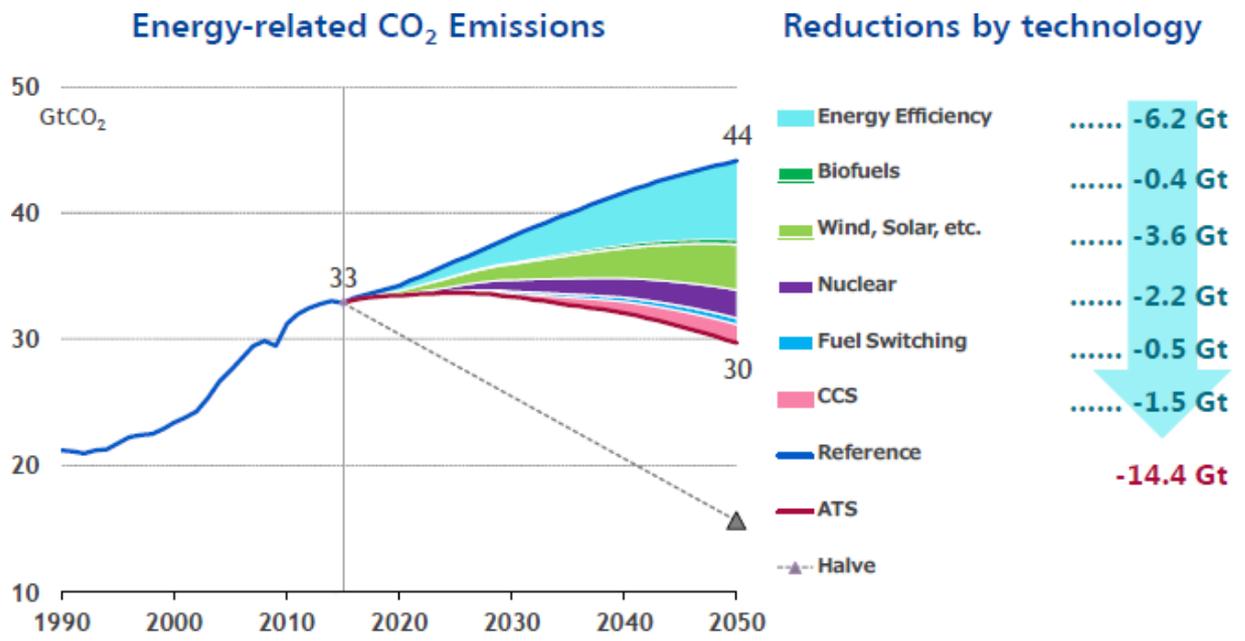


Figura 1-34. Efecto de la energía nuclear en la reducción de emisiones de CO<sub>2</sub>.

# 2 TIPOS DE REACTORES NUCLEARES

---

*La tecnología, como el arte, es un gran ejercicio de la imaginación humana.*

*- Daniel Bell -*

## 2.1 Introducción

Un reactor nuclear se puede definir como un dispositivo que es capaz de iniciar, mantener y controlar una reacción nuclear. Los reactores nucleares se usan para diferentes aplicaciones como:

- Producción de energía eléctrica.
- Producción de materiales que serán usados como armas nucleares (como por ejemplo el plutonio).
- Propulsión de submarinos o satélites.

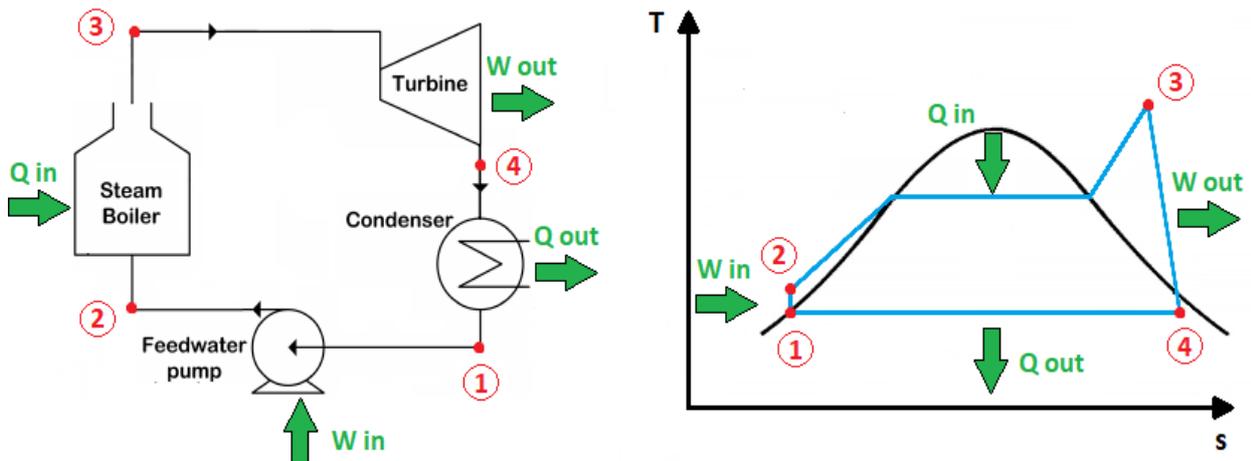
En este capítulo, los reactores nucleares que se estudiarán serán los comerciales actualmente utilizados para producir energía eléctrica, es decir, los de fisión nuclear, ya que los de fusión nuclear están en desarrollo.

Los reactores nucleares de fisión utilizados para la producción de energía eléctrica (denotados a partir de ahora simplemente como reactores) están integrados (es decir, forman parte) de lo que se denomina central nuclear. Para producir electricidad, las centrales nucleares, al igual que las centrales térmicas, utilizan un ciclo Rankine. Aunque hay más diferencias entre el ciclo Rankine de una central térmica y el de una central nuclear (como se verá en el capítulo 3.2), se puede decir que la principal diferencia la constituye la forma con la que se realiza el aporte de calor. De esta forma, las centrales nucleares sustituyen la caldera de vapor de las centrales térmicas por un reactor nuclear. Debido a las similitudes que presenta el ciclo Rankine de una central térmica y el de una central nuclear se describe de manera simplificada el ciclo Rankine de una central térmica en el capítulo 2.1.1.

### 2.1.1 Características principales del ciclo Rankine

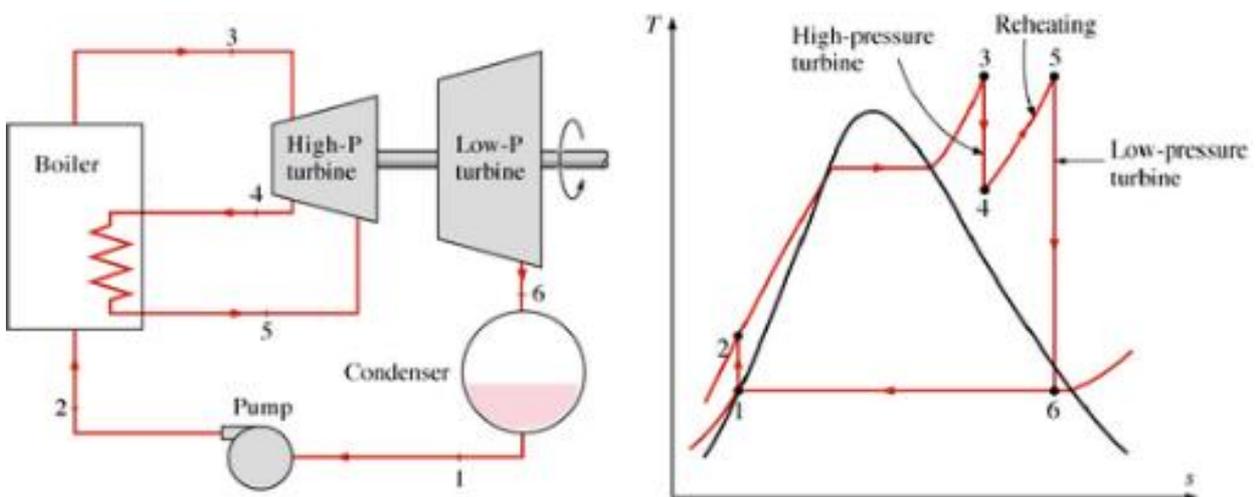
El ciclo Rankine es un ciclo termodinámico en el que el fluido de trabajo es agua (que se va evaporando y condensando de manera cíclica). El ciclo Rankine sin recalentamiento y no regenerativo de una central térmica se puede apreciar en la **Figura 2-1**. El vapor a la salida de la caldera se denomina como vapor vivo. Los parámetros que permiten aumentar el rendimiento del ciclo y/o el trabajo específico de la turbina son:

- Temperatura de vapor vivo: está comprendida entre 530 y 565 °C para centrales subcríticas (la presión de vapor vivo es inferior a 221 bar) y entre 580 y 600 °C para centrales supercríticas.
- Presión de vapor vivo: suele estar comprendida entre 100 y 180 bar (160 como valor típico) para centrales subcríticas y en torno a 250 bar para centrales supercríticas.
- Presión de condensación: depende de si se refrigera con agua en lazo abierto (entre 35 y 60 mbar), con torre de refrigeración (entre 50 y 80 mbar) o con aerocondensadores (entre 80 y 150 mbar).

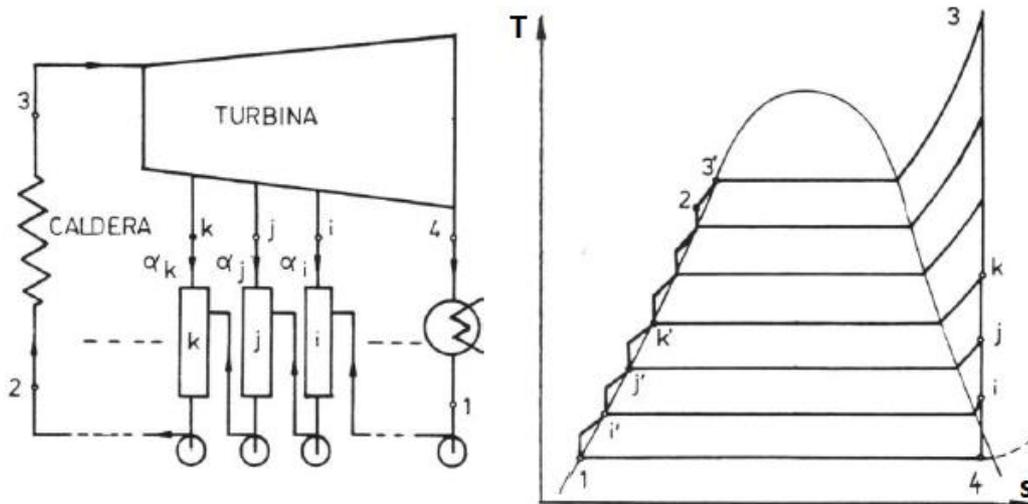


**Figura 2-1. Ciclo Rankine sin recalentamiento y no regenerativo de una central térmica subcrítica. Fuente: elaboración propia.**

En centrales térmicas, para aumentar o bien el rendimiento, o bien el trabajo específico de la turbina, o ambas cosas se utiliza lo que se conoce como recalentamiento intermedio y como ciclo regenerativo. El recalentamiento intermedio consiste en hacer una expansión escalonada, es decir, después de expandir el vapor vivo en la zona de alta presión de la turbina, se vuelve a recalentar en la caldera para terminar de expandirlo a continuación en la zona de baja presión de la turbina. De esta forma, se consigue aumentar la temperatura media de aporte de calor, y con ello el rendimiento. Por otra parte, el ciclo regenerativo consiste en sacar vapor parcialmente expandido (a una presión mayor a la de condensación) y utilizarlo para precalentar el agua de alimentación a caldera, y reduciendo así el consumo de combustible en la caldera.



**Figura 2-2. Ciclo Rankine con recalentamiento y no regenerativo de una central térmica subcrítica. Cortesía de iunajaf.edu.iq**



**Figura 2-3. Ciclo Rankine sin recalentamiento y regenerativo de una central térmica subcrítica.**  
 Fuente: Apuntes de máquinas y motores térmicos (3º GITI Universidad de Sevilla)

## 2.1.2 Elementos comunes en los diferentes tipos de reactores

Una vez que se ha expuesto a grosso modo los elementos básicos que aparecen en un ciclo Rankine, el objetivo de los siguientes capítulos (capítulos 2.3, 2.4 y 2.4) es definir las características y parámetros de operación que definen a cada uno de los diferentes tipos de reactores nucleares, que se clasifican en los siguientes grupos:

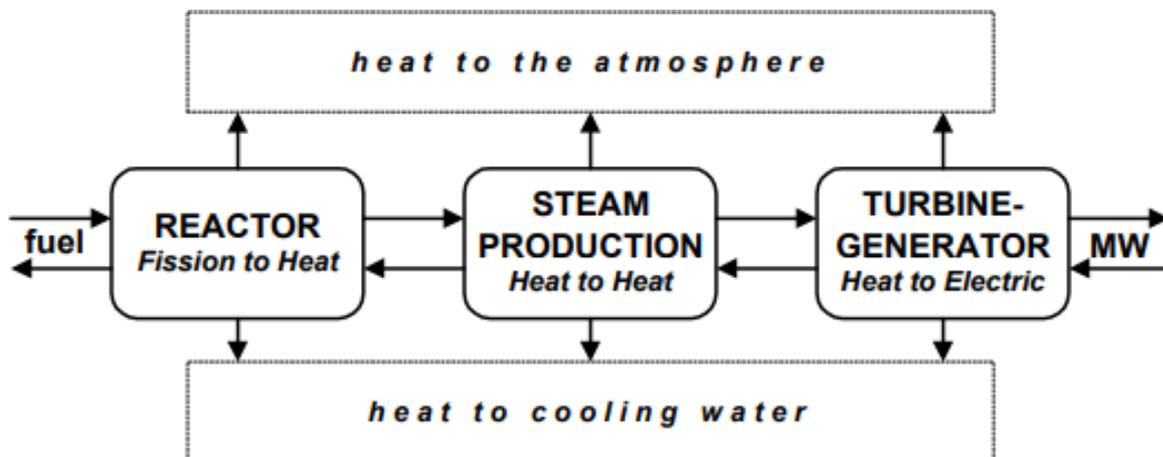
- Reactor de agua a presión (PWR – *Pressurized Water Reactor*)
- Reactor de agua en ebullición (BWR – *Boiling Water Reactor*)
- Reactor de agua pesada (HWR – *Heavy Water Reactor*)
- Reactor refrigerado por gas (GCR – *Gas Cooled Reactor*)
- Reactor tipo canal (LWGR – *Light Water Graphite Reactor*)
- Reactor reproductor rápido (FBR – *Fast Breeder Reactor*)

Por otra parte [26], todos los tipos de reactores presentan una serie de elementos comunes que son los siguientes:

- Combustible nuclear: se presenta en forma sólida y recubierto en un cilindro de material metálico (normalmente acero inoxidable o aleación de zirconio). El combustible más usado es el óxido de uranio.
- Moderador: debido a que los neutrones producidos en la fisión nuclear en cadena presentan una alta energía (neutrones rápidos), es necesario disminuir la velocidad de estos para que de esta forma aumente la probabilidad de que los neutrones fisionen otros átomos y no se detenga la reacción. Eso se consigue mediante colisiones elásticas entre los neutrones y el moderador. Los moderadores más usados son grafito, agua ligera y agua pesada.
- Barrera biológica (biological Shielding): es una estructura constituida principalmente por varias capas de material (plomo, acero y agua son los más comunes) cuyo objetivo es impedir que la radiación gamma llegue a las personas que trabajan en la central nuclear. Las radiaciones alfa y beta, por otro lado, son absorbidas en la coraza del reactor.

- **Barras de control:** son unos cilindros de aleación de boro o cadmio. Su objetivo es absorber neutrones para de esta forma reducir la potencia térmica generada en el reactor y evitar de esta forma la fusión del núcleo. Además sirven para controlar la potencia térmica que produce el reactor (que se puede hacer de forma manual o automática) y para detener completamente el reactor en caso de emergencia. Junto con la manipulación de la posición de las barras de control, la inyección de alguna sustancia química que absorba neutrones (normalmente ácido bórico) también ayuda a controlar la potencia del reactor.
- **Reflector:** es un material (normalmente constituido con berilio o grafito) que rodea interiormente el núcleo del reactor. El objetivo del reflector es que los neutrones se reflejen en su superficie evitando de esta forma la fuga de neutrones al exterior del reactor.
- **Coraza del reactor (*reactor vessel*):** es una especie de capsula que contiene el combustible del reactor, el moderador, el refrigerante del reactor, las barras de control y el reflector.
- **Refrigerante del reactor:** es un fluido caloportador. Como su nombre indica, su objetivo es refrigerar el reactor nuclear. Como consecuencia, la temperatura del refrigerante aumenta a su paso por el reactor. Finalmente, el refrigerante cede su energía térmica en un intercambiador produciendo vapor (sistemas indirectos) o sencillamente es agua que se evapora dentro del reactor (sistemas directos). Finalmente, el vapor producido de una forma u otra, se expansiona en la turbina de vapor (produciendo así energía). Dependiendo del tipo del reactor, el refrigerante puede ser agua ligera, agua pesada, anhídrido carbónico o helio (entre otros).

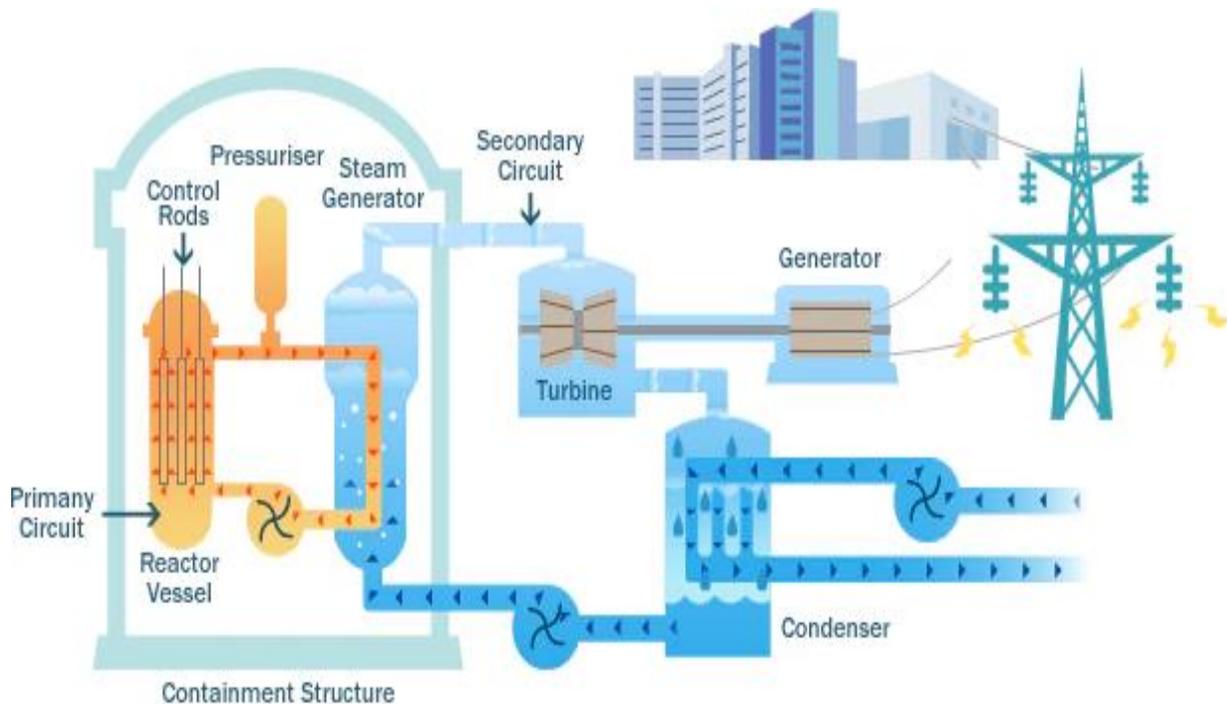
El flujo de energía en una central nuclear se puede dividir en tres procesos. El primero de ellos se lleva a cabo en el reactor y lo que se hace es generar energía térmica a raíz de fisiónar los átomos del combustible. El segundo bloque/proceso lo constituiría el bloque de generación de vapor. El objetivo de este bloque sería extraer el calor producido en el reactor para producir vapor, y estaría constituido principalmente por intercambiadores de calor y bombas. Finalmente, el último proceso sería el encargado de transformar la energía térmica del vapor en energía eléctrica. De esta forma, este tercer bloque integraría tanto la turbina como el generador eléctrico. Un esquema de los tres bloques descritos se puede apreciar en la **Figura 2-4** [27].



**Figura 2-4.** Esquema del flujo de energía en centrales nucleares.

## 2.2 Reactor de agua a presión

Un reactor de agua a presión está integrado dentro de lo que se denomina cámara de contención. En el interior de dicha cámara de contención también se encuentran unos intercambiadores de calor (denominados generadores de vapor), un presurizador y un sistema de bombeo. Como se integra un reactor de agua a presión dentro de una central nuclear se aprecia de forma simplificada en la *Figura 2-5*.



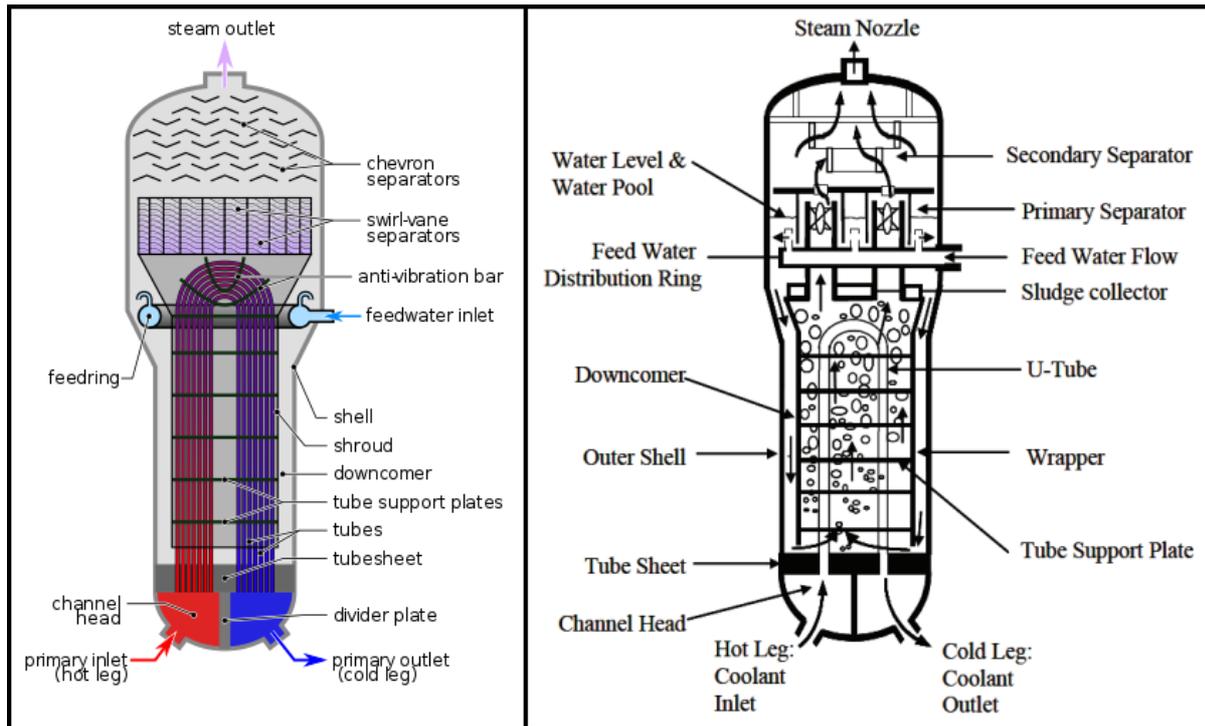
*Figura 2-5. Esquema básico de una central nuclear que utiliza un reactor de agua a presión. Cortesía de CLP Group.*

El moderador que circula por el interior del reactor es agua. Esta agua se pone en contacto con el combustible del reactor, de forma que absorbe la energía térmica que cede el combustible. El agua entra al reactor en estado líquido a una temperatura comprendida normalmente entre de 287 y 290°C y sale del reactor en estado líquido a una temperatura comprendida entre 310 y 332°C [28]. La presión del agua a la salida del reactor está comprendida entre 150 y 160 bar.

### 2.2.1 Generador de vapor

Cuando el agua sale del reactor se hace pasar por el generador de vapor. El generador de vapor es un intercambiador de carcasa y tubo donde el agua del circuito primario (la que atraviesa el reactor) circula por los tubos cediendo calor al agua del circuito secundario (la que realiza el ciclo Rankine) que pasa por la carcasa. El agua del circuito secundario entra al reactor como líquido subenfriado a una temperatura de unos 227°C y sale como vapor saturado a una presión de unos 69 bar (y por tanto a una temperatura cercana a 285°C). Varios esquemas de este tipo de generador de vapor se pueden apreciar en la *Figura 2-6* [29].

El generador de vapor está constituido por un haz de tubo con forma de U invertida. El banco de tubos está constituido por un número de tubos del orden de 700. El diámetro interior de cada tubo suele ser de unos 2 cm, con un espesor aproximado de 1 mm. Este de tubos suele tener una longitud comprendida entre 9,5 y 10,5 metros, mientras que el generador de vapor tiene una longitud total comprendida entre 20 y 23 metros. Los tubos suelen estar fabricados de Incoloy-800, mientras que la carcasa del cambiador suele estar fabricada de Inconel-600. La pérdida de carga que sufre el agua que circula por los tubos es del orden de 2,5 bar, mientras que la pérdida de carga del fluido que circula por la carcasa puede llegar hasta unos 20 bar [30].



**Figura 2-6. Esquemas de un generador de vapor utilizado en una central de agua a presión.**

Como se aprecia en la **Figura 2-6**, el agua del circuito primario llega y abandona el generador por la parte inferior del generador de vapor. Por otro lado, el agua del circuito secundario entra por la parte lateral del generador de vapor. A continuación, el agua del circuito secundario baja por una especie de corona circular hasta el fondo del cambiador y vuelve a subir a medida que va absorbiendo calor del banco de tubos. Finalmente, el agua del circuito secundario se convierte en vapor. Antes de que este vapor abandone el cambiador y llegue a turbina se pone en contacto con unos separados de humedad que consiguen obtener que el vapor salga con un título de un 99,9%. El agua que queda retenida en los separados de humedad vuelve a ser recirculada. De esta forma, sólo un porcentaje comprendido entre el 20 y el 25% del agua perteneciente al circuito secundario que entra sale como vapor, recirculándose lo demás [30].

Cada reactor nuclear tiene asociado un número de entre dos y cuatro generadores de vapor trabajando en paralelo. Además, por cada generador de vapor, se requiere una bomba que mueva el agua del circuito primario. Al conjunto de bomba del circuito y generador de vapor se le denomina lazo (*loop*). De esta forma, una central nuclear que tenga tres lazos, tendrá un total de tres generadores de vapor y de tres bombas correspondientes al circuito primario. La configuración elegida dependerá, en mayor medida, de la potencia térmica del reactor nuclear, y en menor medida, del criterio de diseño de diseño elegido. Una representación y un esquema del circuito de un reactor de agua a presión pueden verse en la **Figura 2-7** y **Figura 2-8**.

### 2.2.2 Presurizador

Otro elemento que forma parte del circuito primario de este tipo de reactores los constituye el presurizador. El presurizador es un cilindro vertical de unos dos metros de diámetro que conecta con el circuito primario mediante una tubería. En su interior hay una mezcla bifásica de agua. El objetivo de este equipo es controlar la presión del circuito primario. De esta forma, cuando la presión del circuito primario baja por debajo de un cierto nivel, se ponen a funcionar un conjunto de resistencias eléctricas colocadas en la parte inferior que evaporan parte del agua del equipo aumentando de esta forma la presión en el equipo (y por tanto en el sistema primario). Por otro lado, cuando la presión aumenta por encima de un determinado valor, un spray localizado en la parte superior del equipo rocía agua condensando parte del vapor y bajando de esta forma la presión en el interior del equipo [31]. Un esquema de un presurizador se puede ver en **Figura 2-9**. Por otra parte, las especificaciones técnicas de un presurizador se pueden ver en la **Figura 2-10**.

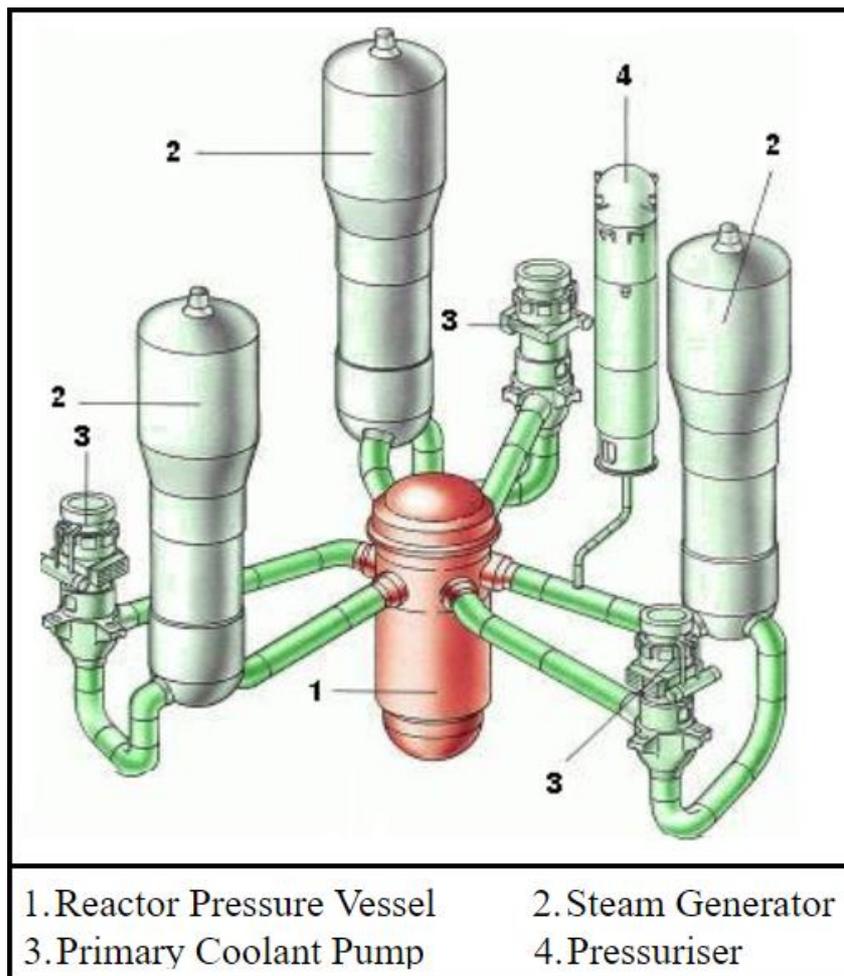


Figura 2-7. Representación gráfica del cirituo primario de un PWR compuesto por 3 lazos. Cortesía de EMSD.

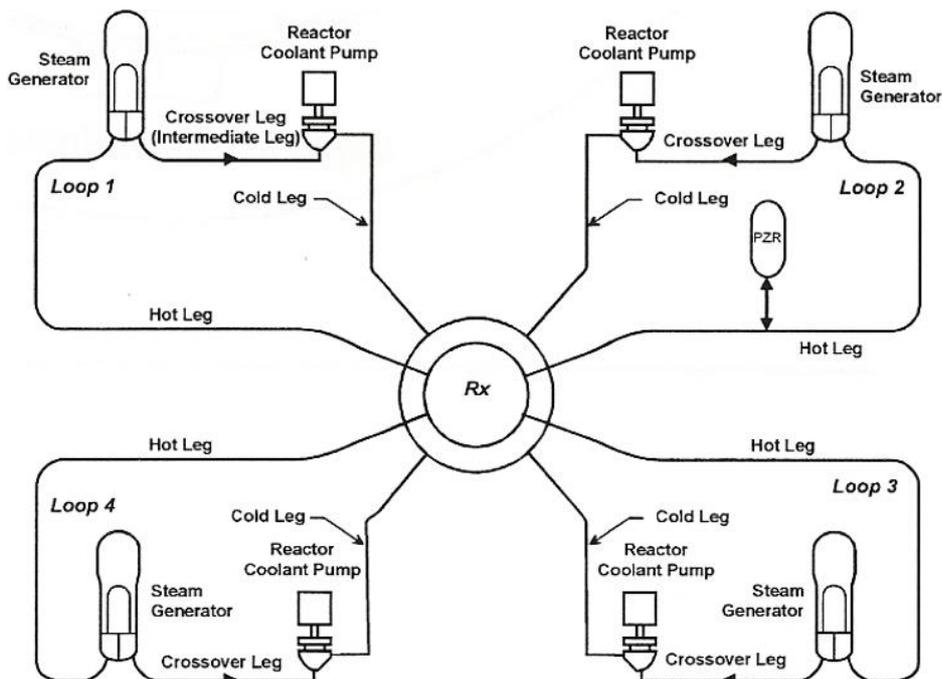


Figura 2-8. Esquema del cirituo primario de un PWR compuesto por 3 lazos. Cortesía de DCISC.

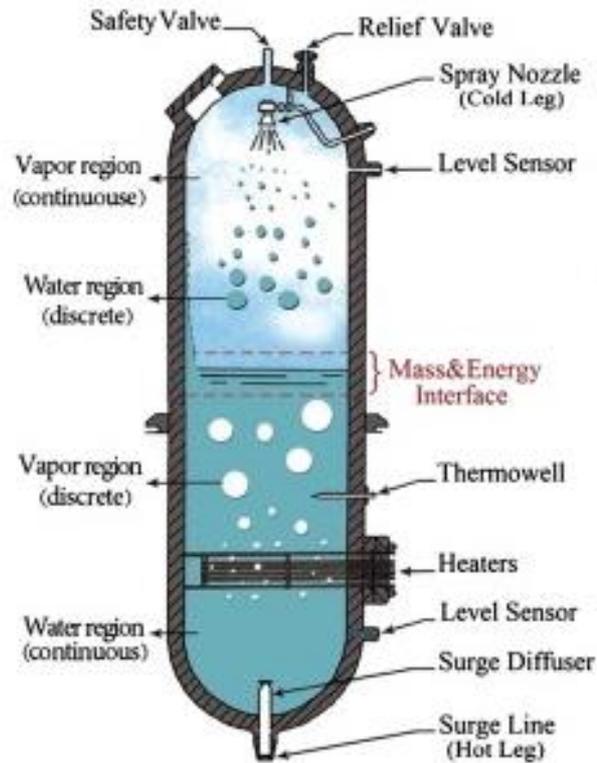


Figura 2-9. Esquema de un presurizador [72].

PRESSURIZER TYPICAL DESIGN DATA	
Number and type	1 Two-phase water and steam pressurizer
Overall height	16.08 m
Overall diameter	2.35 m
Water volume	30.58 cu m
Steam volume	20.39 cu m
Design pressure	17.2 MPa
Design temperature	360°C
Type of heaters	Electric immersion
Number of heaters	78
Installed heater power	1800 kW
Number of relief valves	2 Power-operated
Number of safety valves	3 Self-actuating
Spray rate	
• Pressure transient	3028 L/m
• Continuous	3.79 L/m
Shell material	Mn-Mo steel, clad internally with stainless steel
Dry weight	106,594 kg
Normal operating weight	125, 191 kg
Flooded weight (21.1°C)	157,542 kg

Figura 2-10. Especificaciones técnicas de un presurizador. Cortesía del MIT.

### 2.2.3 Bombas

Las bombas que impulsan el fluido primario son bombas centrífugas. Cada bomba está accionada por un motor eléctrico. La bomba en sí, el motor eléctrico y el eje que une a la bomba con el motor se montan en un mismo equipo con forma cilíndrica. Este equipo suele tener una altura comprendida entre 6 y 10 metros y un diámetro comprendido entre 1,5 y 2 metros. En función del fabricante, el motor se puede colocar en la parte superior o inferior de la bomba. De esta forma y a modo de ejemplo, las bombas fabricadas por KSB el motor está en la parte inferior, mientras que las bombas fabricadas por Westinghouse eligen la configuración opuesta. Ambas configuraciones (así como sus prestaciones tipo) se pueden ver en la **Figura 2-11** [33] y en la **Figura 2-12** [32].

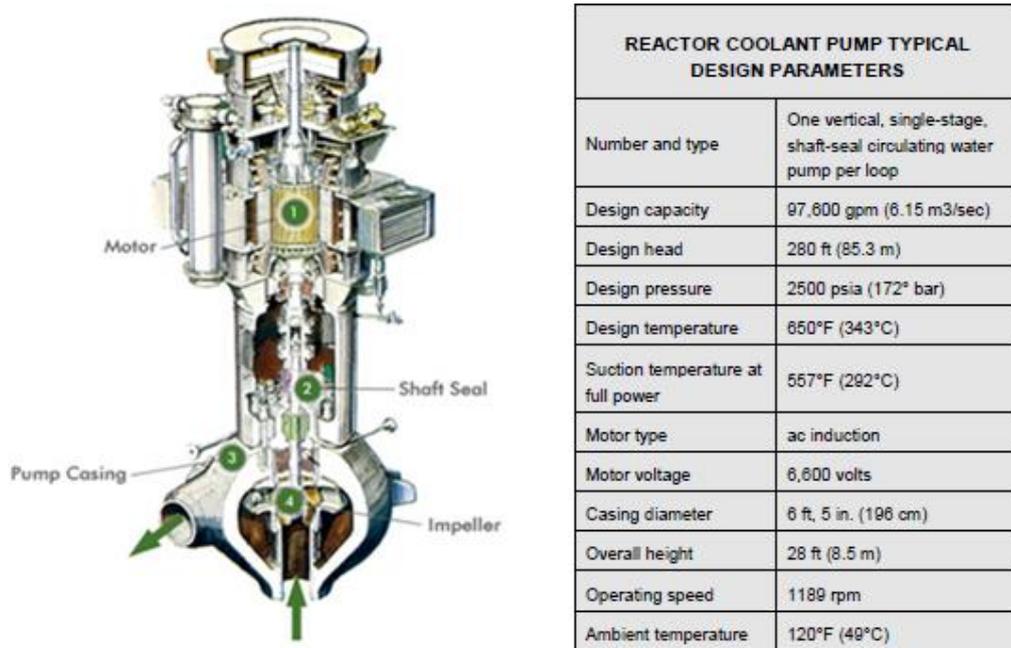


Figura 2-11. Esquema y prestaciones de una bomba del circuito primario de un PWR. Configuración A.

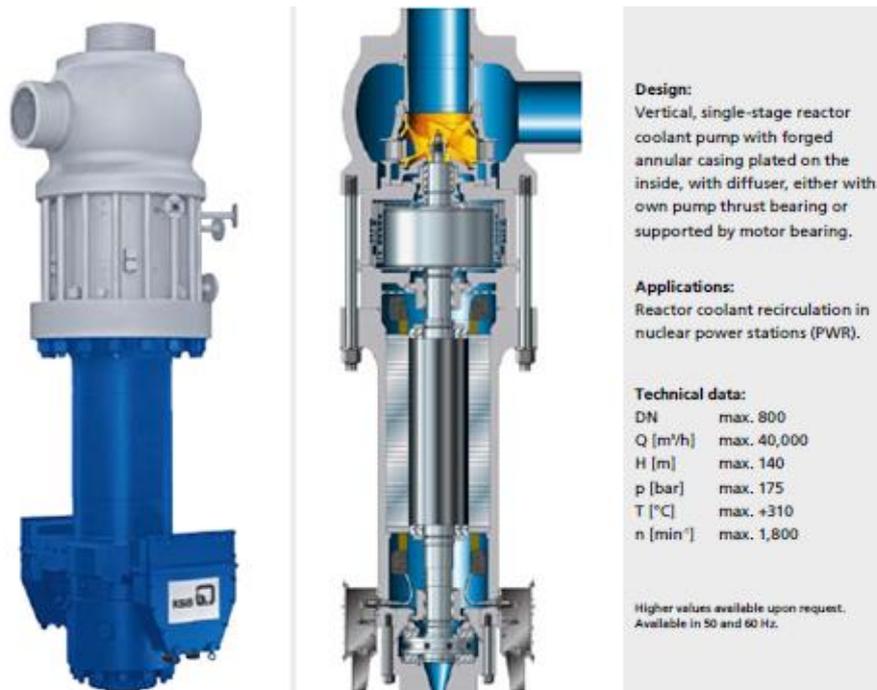
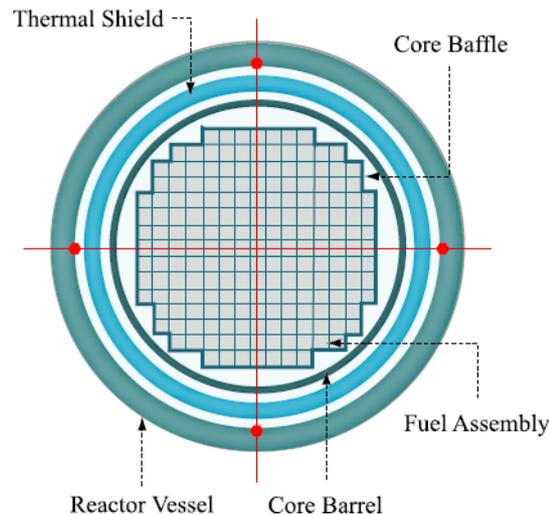


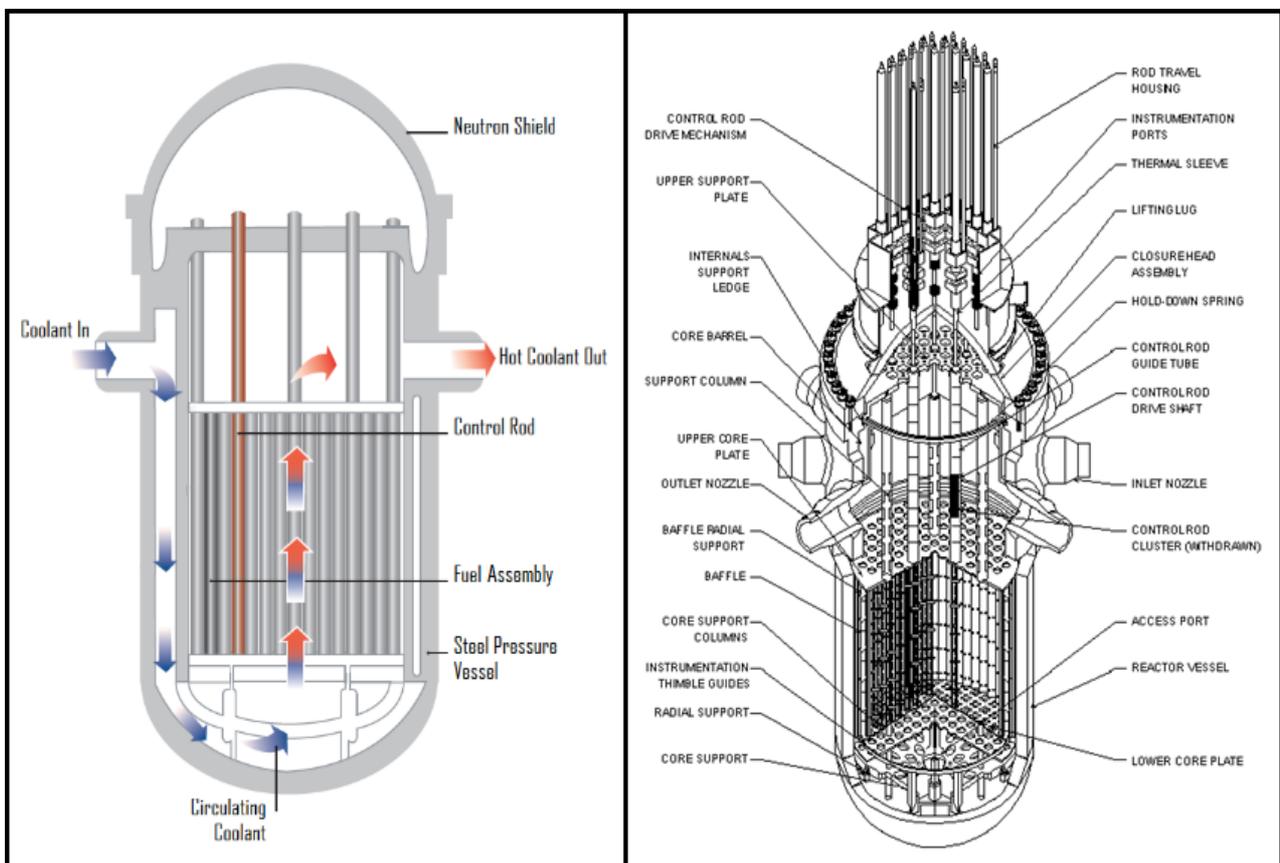
Figura 2-12. Esquema y prestaciones de una bomba del circuito primario de un PWR. Configuración B.

## 2.2.4 Reactor

Una vez que se ha hablado del generador de vapor, del presurizador y de las bombas, el único elemento que queda por caracterizar en el circuito primario de un reactor de agua a presión es el reactor en sí (ver *Figura 2-5*). La coraza del reactor es una estructura metálica con forma cilíndrica al que se unen dos semiesferas en sus extremos. El reactor tiene una altura de unas 12 m y un diámetro de unos 4 m. Dentro de la coraza del reactor se encuentra el combustible. Entre el combustible y el reactor hay una superficie (reflector) para evitar que salgan los neutrones y otra para proteger a la carcasa del reactor de las altas temperaturas que alcanza el combustible (escudo térmico). En el interior de la carcasa también están las barras de control y el agua que circula absorbiendo el calor que generado por el combustible.

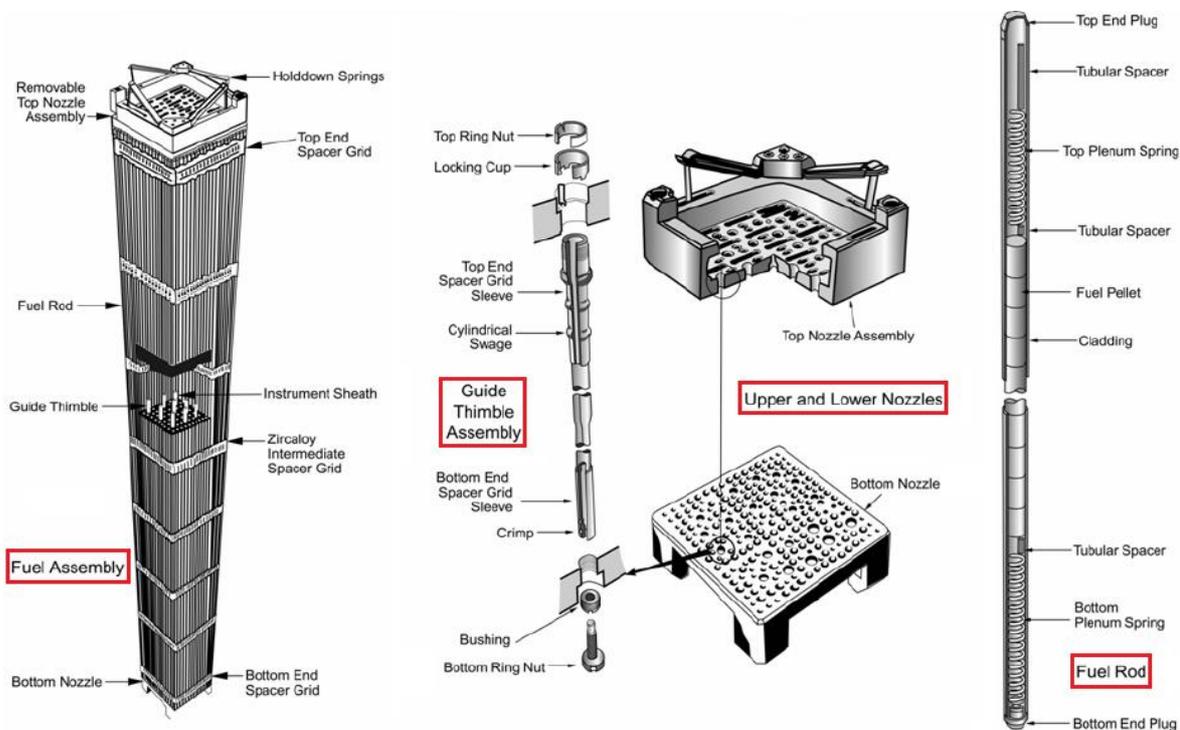


*Figura 2-13. Corte transversal de un reactor de agua a presión [34].*



*Figura 2-14. Esquema del interior de un reactor de agua a presión [34].*

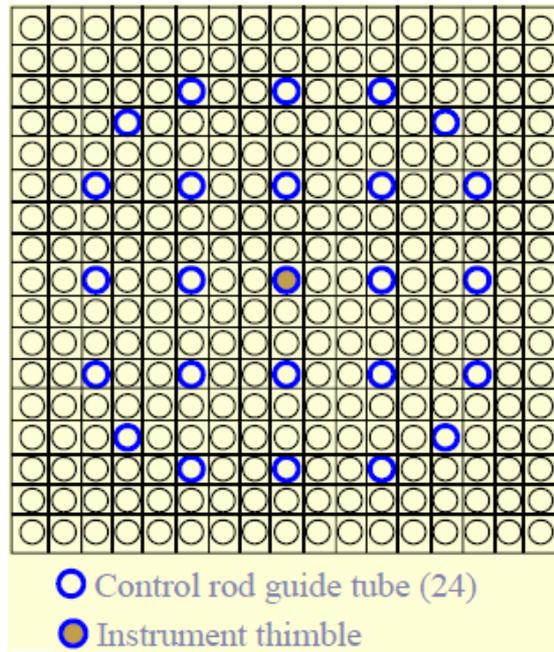
El combustible, como se aprecia en la **Figura 2-13** [34], se divide en una serie de elementos combustibles (*fuel Assembly*). Cada uno de estos elementos combustibles, a su vez, están compuestos por un determinado número de barras de combustible (*fuel rod*), un determinado número de soportes para barras de control y normalmente un soporte para una varilla de instrumentación (ver **Figura 2-17** [34]). Un esquema de un elemento combustible y de las diferentes partes que lo constituyen se pueden apreciar en la **Figura 2-15** [35].



**Figura 2-15.** Esquema de un elemento combustible de un PWR.



**Figura 2-16.** Foto de un elemento combustible de un PWR. Cortesía de Westinghouse Corporation.

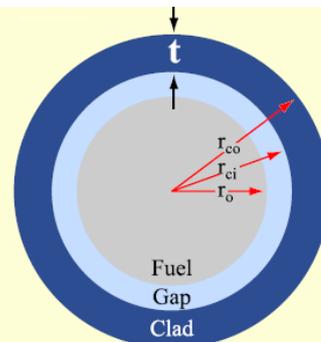


**Figura 2-17. Corte transversal de un elemento combustible de un PWR. Cortesía del MIT.**

El calentamiento del agua del circuito primario se produce a medida que el agua se pone en contacto con el banco de tubos que constituyen todas las barras de combustibles que hay en cada uno de los elementos combustibles. De esta forma, y como se aprecia en la **Figura 2-14**, el agua del circuito primario entra por la parte superior del reactor y baja hasta la parte más baja del núcleo del reactor precalentándose. Una vez aquí, el agua asciende ganando el calor que cede el banco de tubos que constituyen las barras de combustible, para finalmente salir por la parte superior del reactor.

**TYPICAL FUEL ROD PARAMETERS**

Outside diameter	9.50 mm
Cladding thickness	0.57 mm
Diametral gap	0.166 mm
Pellet diameter	8.19 mm
Pitch	1.26 cm



Rods array in assembly	17x17	<u>mm (in.)</u>	<u>BWR</u>	<u>PWR</u>
Fuel rods per assembly	264	$2r_o$	10.40 (0.409)	8.20 (0.323)
Total number of fuel rods in core	50,952	$2r_{co}$	12.27 (0.483)	9.50 (0.374)
		$t$	0.813 (0.032)	0.57 (0.023)

**Figura 2-18. Características técnicas y esquema de una barra de combustible de un PWR. Cortesía del MIT.**

Cada una de las barras de combustible está constituido por un cilindro (normalmente aleación metálica) de una longitud comprendida entre 3 y 4 metros, un diámetro exterior aproximadamente de 1 cm y un espesor de 0,6 mm. En el interior del cilindro, se encuentra el combustible nuclear en forma de pellets de óxido de uranio enriquecido. Cada uno de estos pellets tiene una longitud de 1,26 cm y un diámetro aproximado de 8 mm. En la **Figura 2-18** se pueden ver un ejemplo de las diferentes medidas que presenta una barra de combustible.

Por otra parte, los elementos combustibles presentan una forma de prisma cuadrangular. El rectángulo base tiene una longitud aproximada de unos 21 cm mientras que la altura el prisma es del orden de la longitud de las barras de combustible. El número de elementos combustibles que componen un reactor de agua a presión depende de la potencia del reactor aunque se puede decir que está comprendido entre 120 y 200.

Una posible configuración de un elemento combustible se aprecia en la **Figura 2-17**. De esta forma, se observa como cada elemento combustible está formado por una estructura de 17 x 17 componentes: 24 soportes en los que van alojados barras de control, un soporte para instrumentación y un total de 264 barras de combustibles. Con esta configuración y un número de elementos combustibles de 193 (que es un valor que se suele usar bastante), se tiene que cada reactor está conformado por un total de 50.952 barras de combustible. Este número de barras de combustible es que se puede apreciar en la **Figura 2-18**.

PRINCIPAL DATA FOR CURRENT WESTINGHOUSE NSSS MODELS				
Model:	212	312	412	414
Number of Loops:	2	3	4	4
NSSS power, megawatt thermal	1882	2785	3425	3819
Approximate electrical output, MWe	600	900	1150	1280
Steam pressure, psia (bar)	920 (63)	960 (66)	1000 (69)	1100 (76)
Reactor vessel ID, in. (cm)	132 (335.3)	157 (398.8)	173 (439.4)	173 (439.4)
Steam generator model	F	F	F	H
Reactor coolant pump type	93A1	93A1	93A1	93A1
RCP motor horsepower	7000	7000	7000	9000
Hot leg ID, in. (cm)	29 (73.7)	29 (73.7)	29 (73.7)	29 (73.7)
Cold leg ID, in. (cm)	27.5 (69.9)	27.5 (69.9)	27.5 (69.9)	27.5 (69.9)
Number of fuel assemblies	121	157	193	193
Fuel length, feet (cm)	12 (365.8)	12 (365.8)	12 (365.8)	14 (426.7)
Fuel assembly array	16 x 16	17 x 17	17 x 17	17 x 17

**Figura 2-19. Diferentes configuraciones de un elemento combustible de un PWR. Cortesía de Westinghouse Corporation.**

Finamente, se observa en la **Figura 2-19** diferentes configuraciones de los elementos combustibles en función de la potencia térmica del reactor (o de la potencia eléctrica generada). Se puede apreciar que a medida que la potencia del reactor aumenta, también lo hace el número de elementos combustibles, la longitud de estos y el número de componentes que conforman la matriz. Se puede observar también como a medida que la potencia del reactor aumenta, también aumenta el número de lazos que presenta el reactor, así como la presión del vapor a la salida del generador de vapor.

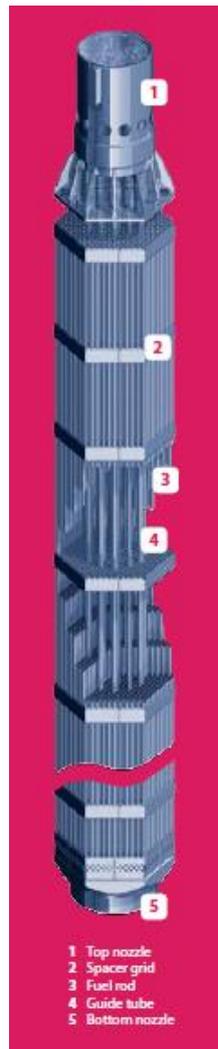
Los principales fabricantes de reactores de agua presión son:

- Whestinghouse
- Framatome
- Babcock & Wilcox
- Combustion engineering
- ABB
- Mitsubishi

### 2.2.5 Reactor ruso de agua a presión

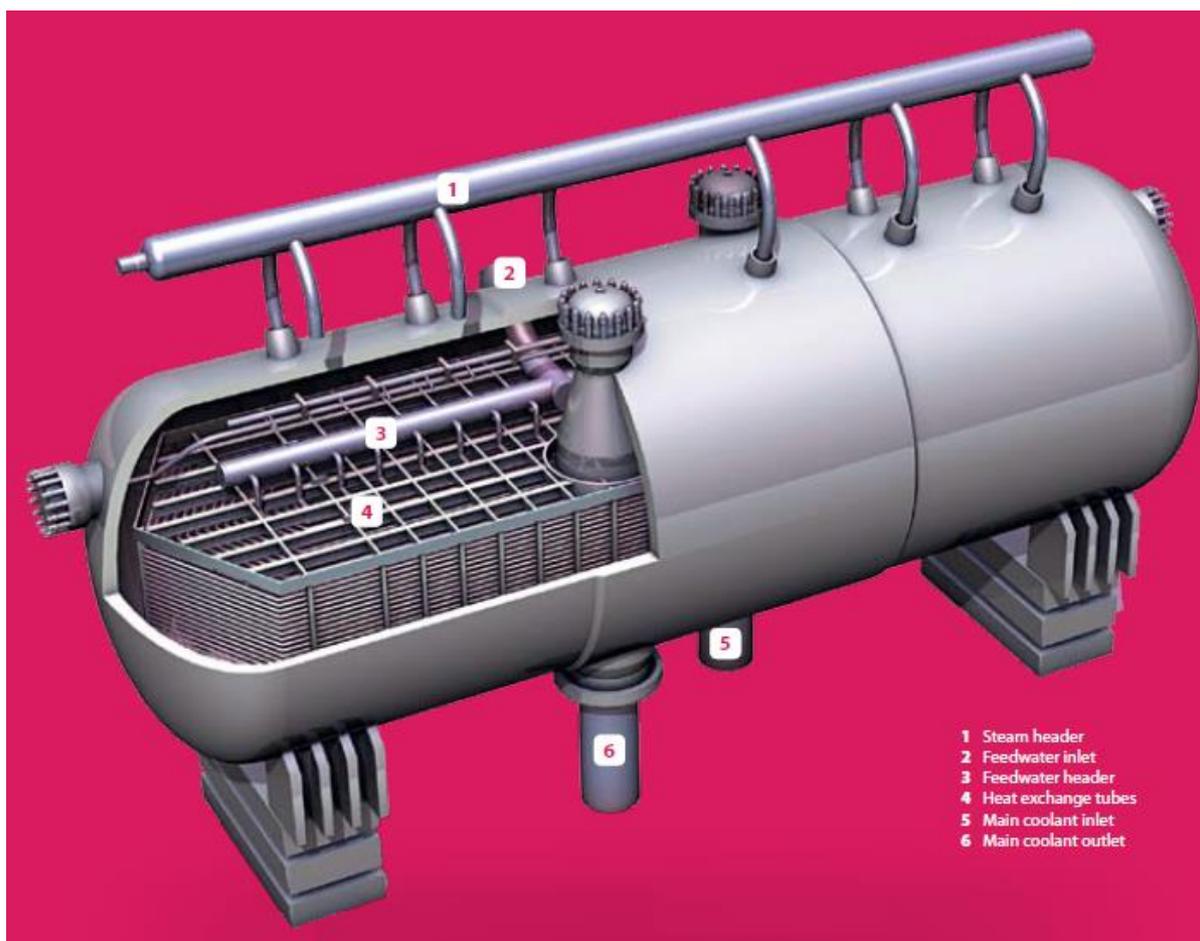
Rusia desarrolló de forma paralela su propio diseño de reactor de agua a presión. Estos reactores se conocen como VVER (Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reaktor). Aunque tanto el reactor como los demás componentes que conforman el circuito primario son muy parecidos a los otros reactores de agua a presión que se construyeron en el resto del mundo, presentan una serie de diferencias. Las principales diferencias son:

- La forma de los elementos combustibles es la de un prisma hexagonal en lugar de un prisma cuadrangular [36]. Esto se puede observar en la **Figura 2-20**.



**Figura 2-20. Elemento combustible de un VVER. Cortesía de Rosatom.**

- Los generadores de vapor son horizontales en lugar de verticales. Este diseño de intercambiador presenta menos problemas asociado al ensuciamiento de los tubos. El generador de vapor está constituido por un banco de 10.978 tubos de acero austenítico de 16 mm de diámetro y un espesor de 1,5 mm [37]. El vapor producido se recoge en un colector de vapor que se sitúa encima del intercambiador de calor. Este colector de vapor tiene un diámetro de 630 mm y un espesor de 25 mm [36]. Un esquema de un generador de vapor de este tipo se puede observar en la **Figura 2-21**.



*Figura 2-21. Generador de vapor de un VVER. Cortesía de Rosatom.*

En la actualidad, existen seis tamaños estándar para este tipo de reactores, cada uno de ellos asociado a una determinada potencia. La potencia térmica del reactor y la potencia eléctrica producida en la central nuclear para cada uno de los diferentes reactores de este tipo que hay en el Mercado se muestran en la **Tabla 2-1**.

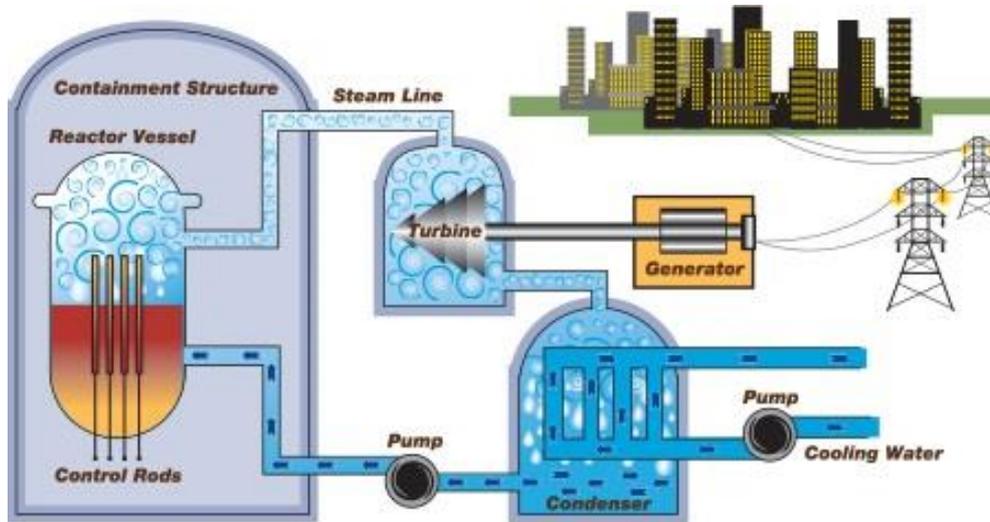
Características	Modelo					
	VVER 70	VVER 210	VVER 365	VVER 440	VVER 1000	VVER 1200
Potencia térmica (MW <sub>T</sub> )	265	760	1320	1375	3000	3300
Potencia eléctrica neta (MW <sub>e</sub> )	62	197	336	411	950	1085

*Tabla 2-1. Prestaciones de los diferentes reactores rusos de agua a presión.*

Además de en Rusia, existen reactores VVER en funcionamiento o construcción en Armenia, Hungría, Bulgaria, China, Eslovaquia, Finlandia, India, Irán, República Checa y Ucrania.

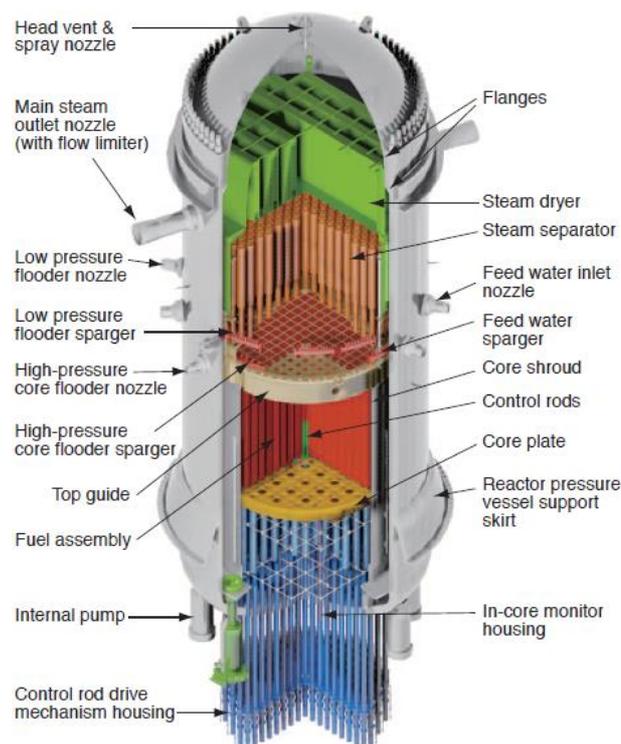
## 2.3 Reactor de agua en ebullición

El reactor de agua en ebullición, al igual que el reactor de agua a presión, utiliza agua como refrigerante del reactor y como moderador de neutrones. Por tanto, ambos tipos de reactores presentan bastantes similitudes. En este capítulo, se expondrán las diferencias más significativas que existen entre ambos reactores. El esquema de una central que utiliza un reactor de agua en ebullición se puede apreciar en la *Figura 2-22* [73].



*Figura 2-22. Esquema básico de una central nuclear que utiliza un reactor de agua en ebullición.*

A simple vista, comparando la *Figura 2-22* y *Figura 2-5* se puede observar que la diferencia más destacable entre ambas centrales nucleares es que la que utiliza un reactor de agua en ebullición no incorpora el circuito secundario, es decir, el vapor que se expande en la turbina se produce en el interior del propio reactor. Como consecuencia, estas centrales nucleares no requieren la presencia del generador de vapor que se utiliza en las centrales nucleares de reactores de agua presión.



*Figura 2-23. Esquema de un reactor de agua en ebullición. Cortesía de General Electric.*

Como se observa en la **Figura 2-23**, los reactores de agua en ebullición, a diferencia de los reactores de agua a presión, introducen las barras de control por la parte inferior del reactor. Esto se debe a que en la parte superior de los reactores de agua en ebullición se encuentran separadores de humedad que evitan que pueda llegar agua líquida a la turbina. En las centrales nucleares que utilizan reactores de agua a presión, la eliminación de la humedad que arrastra el vapor se elimina en los generadores de vapor (ver **Figura 2-6**). Por otra parte, el porcentaje de vapor en el reactor de agua en ebullición está comprendido entre el 12 y el 15 por ciento del volumen del mismo.



**Figura 2-24.** Esquema del toro de un reactor de agua en ebullición. Cortesía de General Electric.

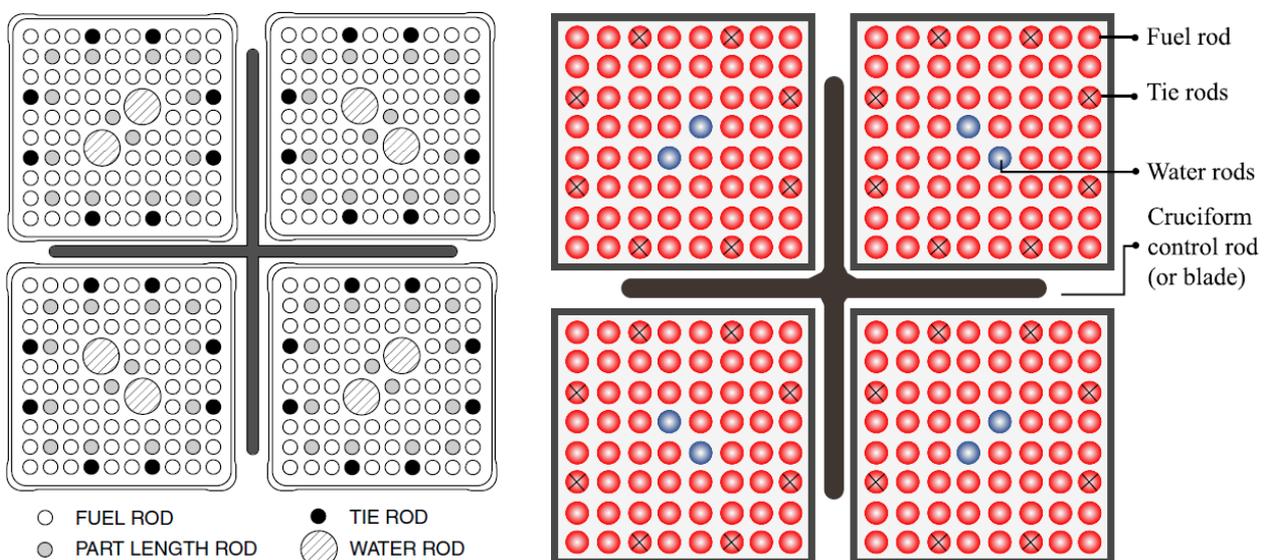
La presión en el interior de un reactor de agua en ebullición también se controla de forma diferente a como se hace en un reactor de agua a presión. De esta manera, el presurizador es sustituido por un toroide que se llena de agua y que se sitúa debajo del reactor (verFigura 2-24). En caso de que la presión en el interior del reactor supere un cierto valor, el agua que hay contenida en el toro se libera hacia el reactor. Por otra parte, mientras que la presión en el interior de un reactor de agua a presión estaba comprendida entre 150 y 160 bar, en un reactor de agua en ebullición la presión en el interior del reactor está comprendida entre 70 y 75 bar.).

Debido a la presencia de los separadores de humedad y de que en el seno del reactor hay vapor además de agua en estado líquido, las dimensiones (diámetro y altura) de un reactor de agua en ebullición son casi el doble que las de un reactor de agua a presión. Por otra parte, en los reactores de en ebullición el agua suele entrar a una temperaturas más alta, aproximadamente a unos 278°C, y sale del reactor como vapor saturado a la presión del reactor, y por tanto a una temperatura comprendida entre 285 y 290°C. Las características de un reactor de agua en ebullición de una potencia térmica de 3323 MW, se pueden ver en la **Figura 2-25** [38]. La pérdida de carga del agua a su paso por el banco de tubos es aproximadamente de 1,6 bar.

System pressure, MPa	7.136
Core thermal power, MW <sub>th</sub>	3323
Electric power, MWe	1130
Thermal efficiency, %	34
Vessel ID / Thickness / Height, m	6.4 / 0.16 / 22
Core shroud diameter, m	5.2
Number of fuel assemblies	764
Core mass flow rate, kg/s	13702
Core inlet temperature, °C	278.3
Core outlet temperature, °C	287.2
Core exit quality, %	13.1
Feedwater flow rate, kg/s	1820
Feedwater temperature, °C	220
Steam flow rate, kg/s	1820
Steam temperature, °C	287.2
Core power density, kW/L	50.5
Core flow bypass	14 %

**Figura 2-25. Parámetros principales de un reactor de agua en ebullición.**

Otra diferencia considerable entre los reactores de agua a presión y los de agua en ebullición es como se distribuyen las barras de combustible. Mientras que en un reactor de agua a presión cada elemento combustible estaba compuesto por una estructura de 16x16 o 17x17 huecos (ver **Figura 2-19**), en los reactores de agua en ebullición las configuraciones más usuales suelen ser de 8x8, 9x9 o 10x10 [39]. En la **Figura 2-26**, se muestra la configuración de 10x10 (izquierda) y la de 8x8 (derecha).



**Figura 2-26. Diferentes configuraciones de los elementos combustibles en un BWR. Cortesía de General Electric y del MIT.**

Normalmente, los elementos combustible, además de las barras combustibles, presentan dos conductos que se colocan en el centro del elemento combustible, por los que circula agua por el interior de estos (además de por el exterior). Esto se hace para evitar que en el centro del elemento combustible sea demasiado alta. Por otro parte, suele haber una serie de 8 barras en cada elemento combustible (llamadas *tie rods*) en cuyo interior hay un muelle cuya función es unir las culatas de la parte inferior y superior de los elementos combustibles.

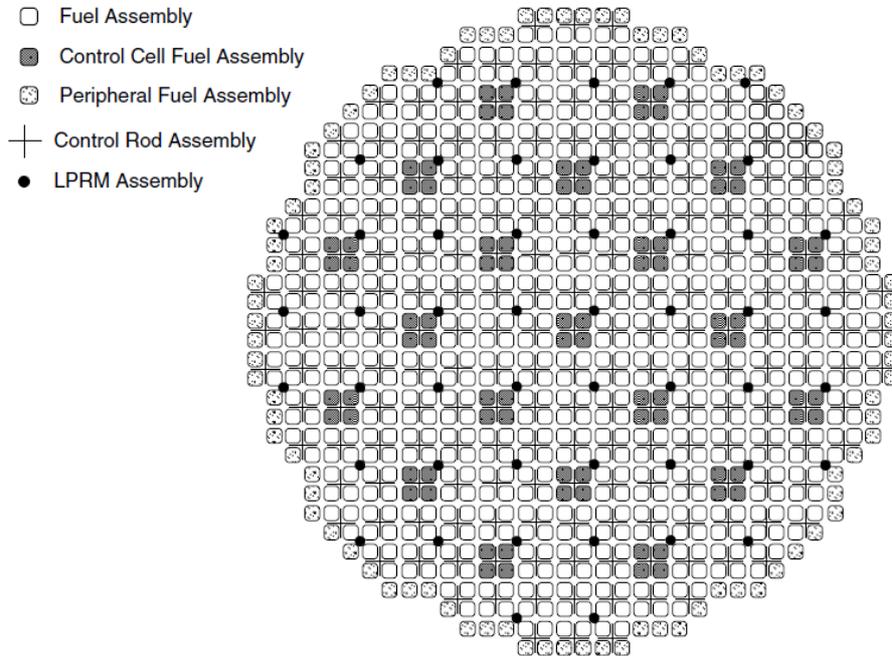


Figura 2-27. Corte transversal del núcleo de un BWR.

Como se aprecia en la Figura 2-27 [39] y Figura 2-26, los elementos combustibles se suelen agrupar de 4 en 4. En algunos de los huecos que hay entre cuatro elementos es donde se colocan las barras de control. De esta forma, las barras de control en los reactores de agua en ebullición no tienen forma cilíndrica como en los reactores de agua a presión. La barra de control se puede apreciar en la **Figura 2-28** [39].

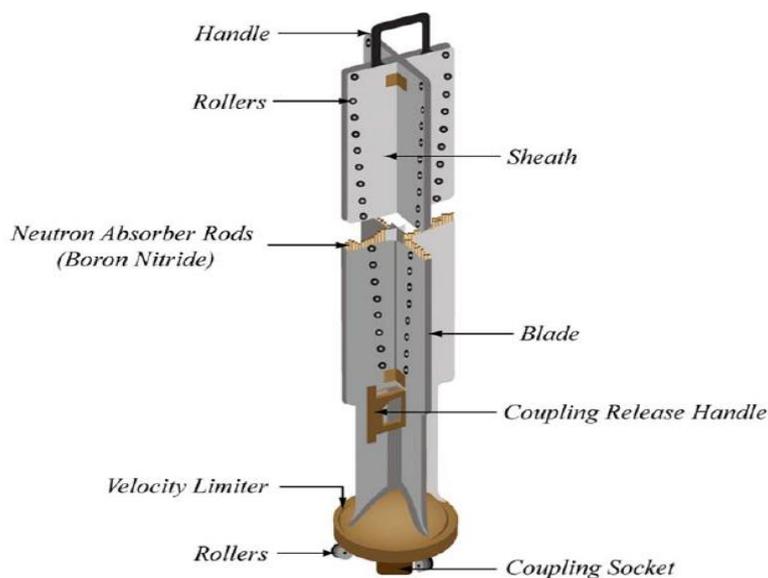


Figura 2-28. Barra de control de un BWR.

En el núcleo del reactor, además de los elementos combustibles y las barras de control, se encuentran las barras de instrumentación denominadas LPRM (Local Power Range Monitoring). Por otra parte, si se quiere aumentar la potencia térmica del reactor (y con ello la potencia eléctrica generada en la central), se debe aumentar el número de elementos combustibles. Como regla general, para una misma potencia térmica del reactor, los reactores de agua en ebullición suelen tener del orden de cuatro veces el número de elementos combustibles que presenta un reactor de agua a presión. Por otra parte, se da que para una misma potencia del reactor, los reactores de agua a presión suelen tener del orden de cuatro veces menos barras de combustible por cada elemento combustible. Por tanto, en conclusión se puede decir que el número de barras de combustibles no depende del tipo de reactor, sino de la potencia térmica de este (lo única que cambia es la forma con la que las barras de combustible se distribuyen). Esto se debe principalmente a que el combustible utilizado en ambos reactores es el mismo (uranio enriquecido entre el 3 y 4 %) y a que la longitud y el diámetro de las barras combustibles son prácticamente igual.

	Item	ABWR	BWR-5
Output	Plant Output	1,350 MWe	1,100 MWe
	Reactor Thermal Output	3,926 MWt	3,293 MWt
Reactor Core	Fuel Assemblies	872	764
	Control Rods	205 rods	185 rods
Reactor Equipment	Recirculation System	Internal pump method	External recirculation type
	Control Rod Drive	Hydraulic / electric motor drive methods	Hydraulic drive
Reactor Containment Vessel		Reinforced concrete with built-in liner	Free-standing vessel
Residual Heat Removal System		3 systems	2 systems
Turbine Systems	Thermal Cycle	Two-stage reheat	Non-reheat
	Turbine (final blade length)	52 inches	43 inches
	Moisture Separation Method	Reheat type	Non-reheat type
	Heater Drain	Drain up type	Cascade type

**Figura 2-29. Características principales de dos centrales nucleares de agua a presión de diferente tamaño. Cortesía de Hitachi-General Electric**

Observando la **Figura 2-29**, se puede apreciar como los reactores nucleares de agua en ebullición presentan del orden de 800 elementos combustibles (cuatro veces más que los de agua a presión, ver **Figura 2-19**). Por otra parte, se puede decir que el número total de barras de control en los reactores de agua es del orden de 200 [40].

La mayoría de los diseños incluyen un sistema de recirculación de agua en el reactor, que sirve para modificar/controlar la potencia térmica que cede el reactor modificando el caudal de agua recirculado. Además de con este sistema, la potencia del reactor también se modifica variando la posición de las barras de control. Por otra parte, aunque los reactores pueden inyectar ácido bórico para absorber más neutrones (y reducir así la potencia del reactor), esta acción sólo se lleva a cabo en caso de emergencia y nunca como medida de control.

Este tipo de reactor también incorpora un mecanismo de autorregulación de la potencia. De esta forma, si aumenta la potencia del reactor de forma incontrolada, aumenta la ebullición de agua, y por tanto se aumenta la cantidad de vapor y se reduce la cantidad de agua, por lo que se reduce la moderación que realiza el agua en la velocidad de neutrones, y por tanto se reduce el número de fisiones y con ello, la potencia del reactor.

Otro aspecto importante que hay que considerar cuando se utiliza este tipo de reactores es que el vapor que sale del reactor presenta ciertos niveles de radiación. Por tanto, es necesario utilizar recubrimientos en las tuberías y en la turbina para evitar que la vida útil de estos elementos se vea reducida considerablemente. Por otra parte, hay que tomar ciertas precauciones en las labores de mantenimiento de condensador, tuberías, precalentadores y turbina.

La temperatura máxima que alcanza el combustible dentro de un reactor de agua en ebullición que es capaz de producir 1200 MWe es de 1829°C, mientras que para reactores de agua a presión es de 1788°C para una potencia de 1150 MWe y de 2021°C para una potencia de 1300 MWe [41].

Finalmente, a modo de resumen, se expone en la **Figura 2-30** [42], las principales de diferencias que existen entre los reactores de agua a presión y los reactores de agua en ebullición. Matizar que en dicha figura, las siglas RPV hacen mención a la coraza del reactor (reactor pressure vessel).

PWR	BWR
Principle of steam generation	
RPV pressure ~15 MPa	RPV pressure ~7 MPa
RPV temperature ~326 °C	RPV temperature ~290 °C
Steam generated in steam generator (via secondary loop)	Steam generated in RPV (with separator and dryer)
No bulk boiling in RPV	Bulk boiling allowed in RPV
Major components	
RPV	RPV with separator and dryer
Two–four steam generators	No steam generator
One pressurizer	No pressurizer
Top entry control rod clusters	Bottom entry control rod drives

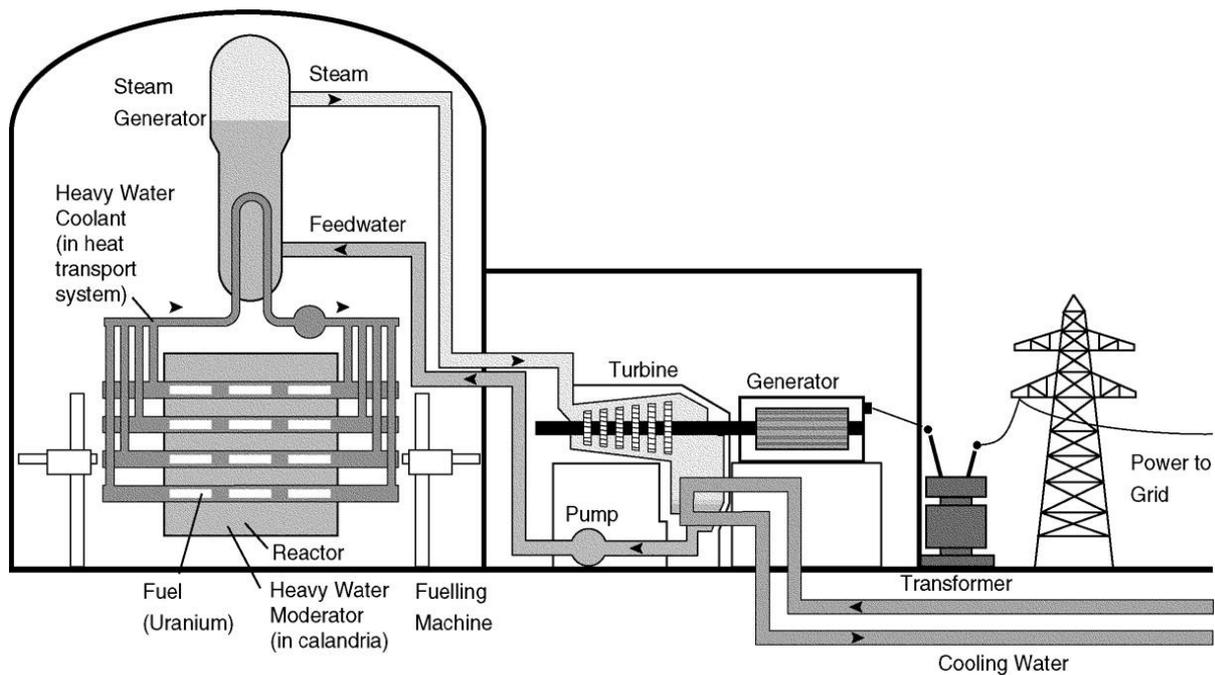
RPV: Reactor pressure vessel

**Figura 2-30. Principales diferencias entre un reactor de agua en ebullición y otro de agua a presión.**

## 2.4 Otros tipos de reactores

### 2.4.1 Reactor de agua pesada

En estos reactores, conocidos con las siglas PHWR (*Pressurized heavy water reactor*), tanto el refrigerante del reactor como el moderador es agua pesada. El agua pesada es agua en la que los átomos de hidrógeno que componen las moléculas se sustituyen por isótopos del hidrógeno, en este caso el deuterio. Debido a que la molécula de agua tiene un neutrón menos que la molécula de agua pesada, se le suele llamar agua ligera. De esta forma, se dice que los reactores de agua a presión y de agua en ebullición utilizan agua ligera.



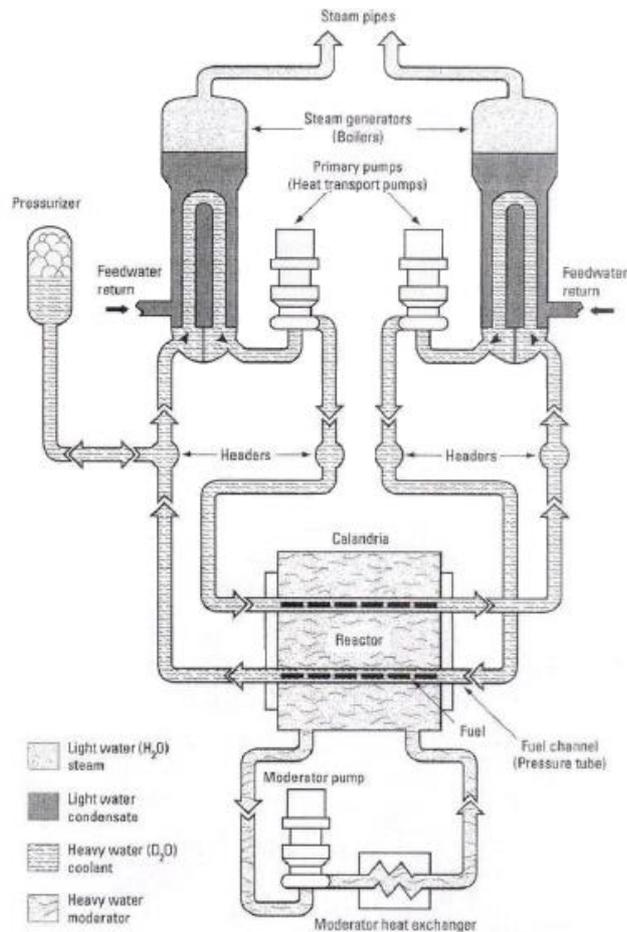
**Figura 2-31. Esquema de una central nuclear que utiliza un reactor de agua pesada. Cortesía de [teachnuclear.ca](http://teachnuclear.ca)**

A menudo, a este tipo de reactores se les conoce como CANDU (que son las siglas de *Canada Deuterium Uranium*). Esto se debe a que estos reactores se desarrollaron por primera vez en Canadá. No obstante, a día de hoy están implantados en otros países como Argentina, India, Corea del Sur o China y existen otros modelos diferentes a los de diseño canadiense. Debido a que la mayoría de los reactores de agua pesada que existen en el mundo tienen el diseño desarrollado en Canadá, se hablará en este capítulo sólo de estos tipos de reactores.

Como se puede observar en la **Figura 2-31**, los reactores de agua pesada, al igual que los reactores de agua a presión, calientan agua en el reactor para después enviarla a un generador de vapor en el que se generará vapor. De esta forma, aunque las centrales basadas en reactores nucleares de agua pesada incorporan generador de vapor, presurizador y sistema de bombeo del circuito primario, su estudio no se abordará pues son muy similares a los del reactor de agua a presión (ver capítulos 2.2.1, 2.2.2 y 2.2.3 respectivamente).

De esta forma, se podría decir que una central nuclear con reactor de agua pesada y otra con reactor de agua a presión en lo único que varían es el tipo de reactor. No obstante, debido a esta diferencia, y como se puede ver en la **Figura 2-32** [44], las centrales basadas en reactores con agua pesada incorporan un circuito cerrado más (además de los circuitos primario, secundario y terciario). El fluido que conforma este circuito cerrado extra es agua pesada y es el que actúa como moderador. Por otra parte, el circuito primario también se constituye con agua pesada, pero actúa como refrigerante del reactor.

Una de sus principales ventajas frente a los reactores de agua ligera es que estos reactores trabajan con uranio natural (en el que el isótopo uranio-235 sólo constituye el 0,7%). Debido a esto, los costes asociados al combustible son menores, ya que el combustible no necesita pasar por un proceso de enriquecimiento. En contraposición, estos reactores utilizan pesada, que es más cara que el agua ligera. Debido a que la masa del átomo de agua pesada es mayor que el del átomo de agua ligera, el agua pesada presenta mejores propiedades como moderador que el agua pesada. Por el contrario, el agua pesada presenta menor tendencia a absorber neutrones que el agua ligera.

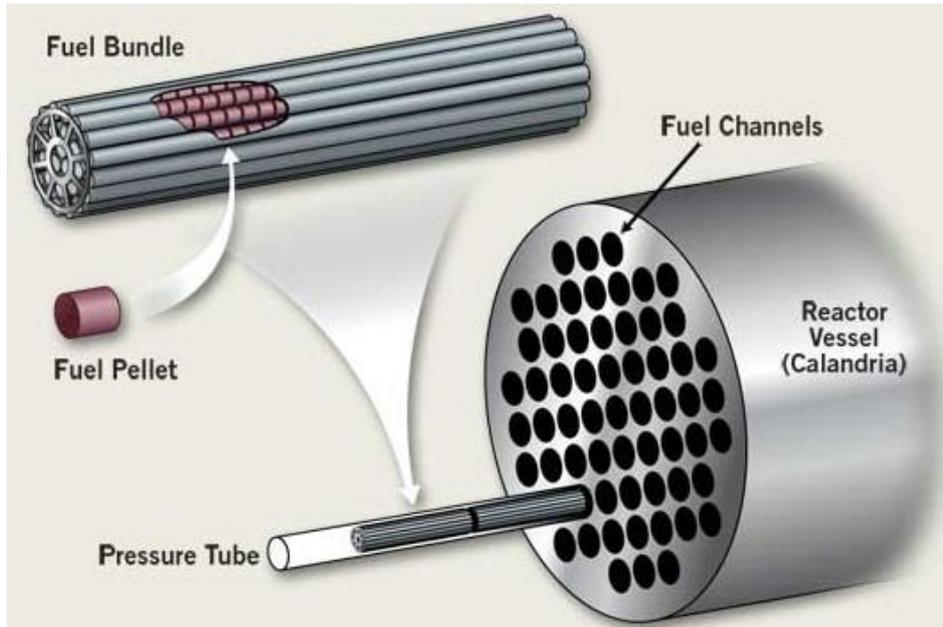


*Figura 2-32. Esquema de una central nuclear que utiliza un reactor de agua pesada.*



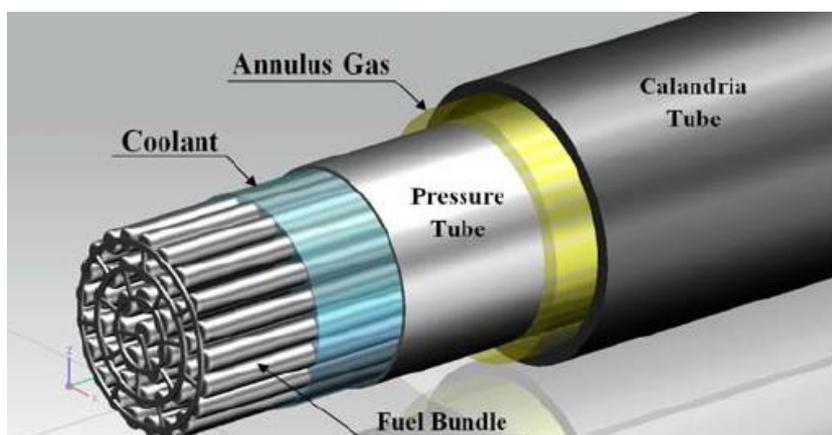
*Figura 2-33. Foto de un reactor de agua pesada. Cortesía de AECL*

Como se puede apreciar en la **Figura 2-33**, un reactor de agua pesada está constituido por un cilindro (de unos 6 m de longitud y 6 m de diámetro) que a su vez es atravesado por una serie de tuberías. Estas tuberías se conocen con el nombre de canal de combustible (*fuel channel*). Fuera de estas tuberías y dentro del reactor, se encuentra el moderador. El moderador se encuentra a una temperatura inferior a 80°C y a una presión del orden de 1 bar [43]. Además, para que la temperatura del moderador no aumente, este debe ser recirculado para ponerlo en contacto con otro fluido al que cede calor (ver **Figura 2-32**). Entre el 4 y 5 % de la energía que cede el combustible es absorbida por el moderador. A la coraza del reactor se le conoce con el nombre de Calandria.



**Figura 2-34.** Haz de tubo, tubo de presión y coraza de un reactor de agua pesada. Cortesía de Cameco.

Por otra parte, como se muestra en la **Figura 2-34**, dentro de los canales de combustibles se encuentran los tubos de presión (pressure tubes). El tubo de presión es concéntrico a los canales de combustibles y tiene la misma longitud. En el volumen que hay entre el tubo de presión y el canal de combustible se introduce un gas que hace de aislante térmico reduciendo las pérdidas de calor hacia fuera del tubo de presión (ver **Figura 2-35**). Por otra parte, dentro del tubo de presión se encuentran los bancos de tubos (fuel bundle) y el refrigerante. Los bancos de tubos se colocan en serie a lo largo del tubo de presión y están constituidos por un número de barras de combustible en cuyo interior se encuentran los pellets de combustibles. Los tubos de presión son fabricados con una aleación de zirconio-niobio, tienen un diámetro del orden 10 cm y un espesor del orden de 4 mm [44].

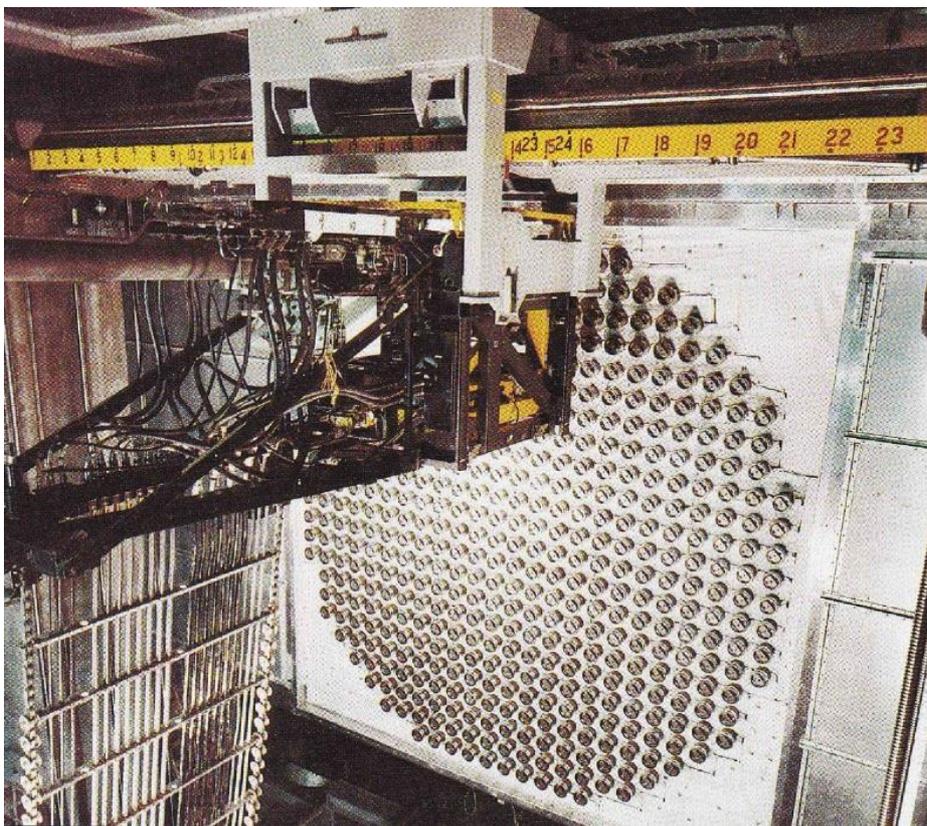


**Figura 2-35.** Haz de tubo, tubo de presión y canal de combustible de un reactor de agua pesada [74].

haz de tubos es de 495 mm. El número de tubos de presión (o de canales de combustibles) depende de la potencia térmica del reactor. De esta forma, puede variar entre un número de 232 para un reactor que es capaz de producir 450 MWe, hasta un número de 600 para un reactor que produce 1030 MWe [44].

La presión del refrigerante (agua pesada) a la entrada del reactor es del orden 110 bar, y la pérdida de carga del refrigerante a su paso por el reactor es del orden de 7 bar. Por otra parte, el refrigerante entra a una temperatura de unos 267 °C y sale del reactor a una temperatura comprendida entre 310 y 312 °C. El caudal de refrigerante que pasa por cada uno de los canales de combustible es del orden de 20 kg/s [44].

El vapor producido en el generador de vapor sale a una presión comprendida entre los 47 y 51 bar. Dado que sale como vapor saturado, la temperatura del vapor está comprendida entre 260 y 265 °C. El caudal de este vapor dependerá principalmente de la potencia térmica del reactor (y por consiguiente de la potencia eléctrica de la central nuclear). De esta forma, el caudal será del orden de 700 kg/s para una central de 450 MWe de 1600 kg/s para una central 1030 MWe [44].

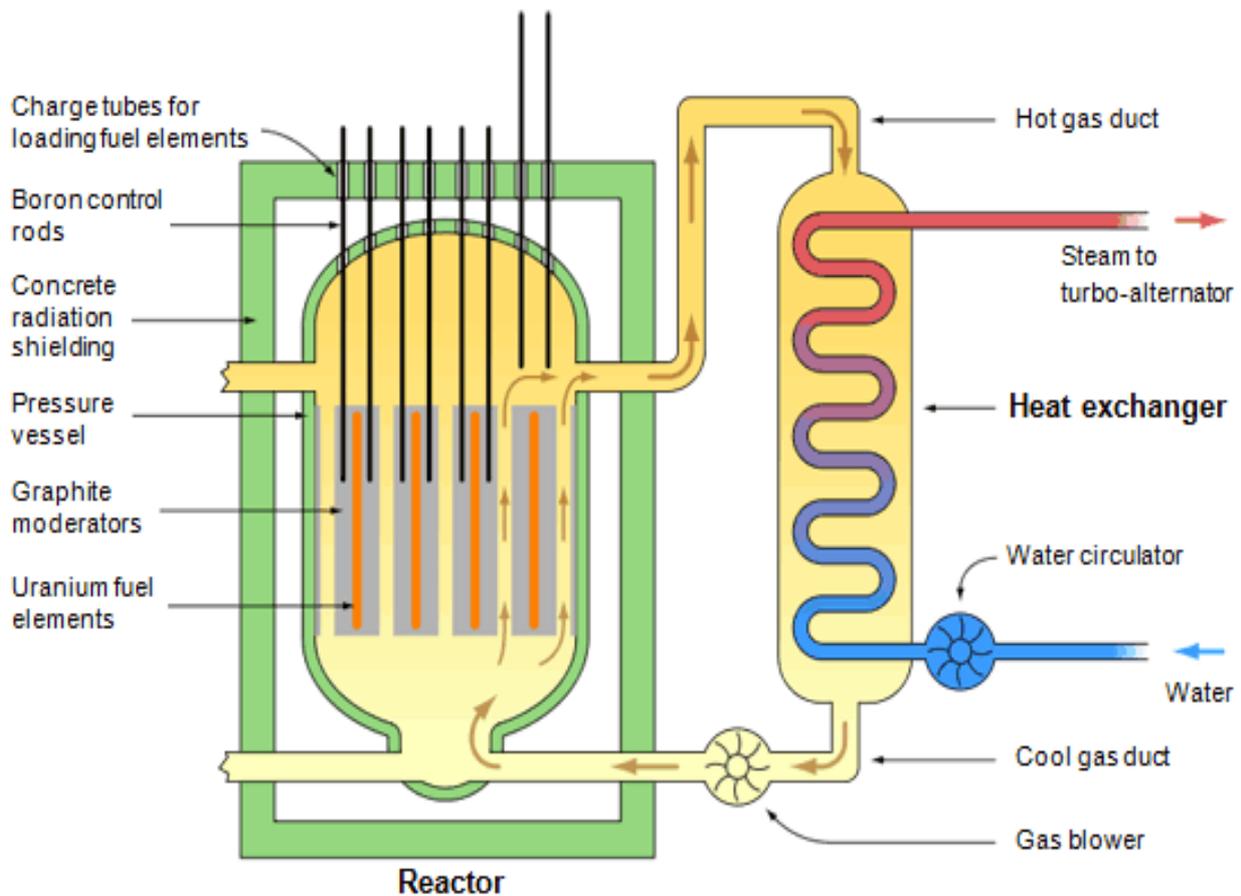


*Figura 2-36. Foto de una maquina de recambio de combustible de un reactor CANDU.*

Al igual que ocurría con los reactores de agua ligera, la potencia de estos reactores también se regula modificando la posición de unas barras de control que se sitúan en la parte superior del reactor. Un aspecto diferente que presentan estos tipos de reactores es que la recarga de combustible se puede efectuar sin tener que parar el reactor. Para ello, estos reactores disponen de dos máquinas/robot en cada uno de sus extremos que hacen esta tarea de manera automática. Una de estas máquinas es la que se puede apreciar en la foto de la **Figura 2-36** [44].

### 2.4.2 Reactor refrigerado por gas

Estos reactores utilizan dióxido de carbono como refrigerante del reactor y grafito como elemento moderador. Por este motivo, además de por las siglas GCR (*Gas Cooled Reactor*) se les conoce también como GCGM (*Gas Cooled Graphite Moderator*). Estos reactores se han desarrollado básicamente en el Reino Unido y en Francia. De esta forma, a los reactores de diseño francés se les conoce con las siglas UNGG (*Uranium Naturel Graphite Gaz*) mientras que a los diseños británicos se les conoce como MAGNOX, ya que las barras de combustible de estos reactores se fabrican en una aleación de magnesio.



*Figura 2-37. Esquema de un reactor refrigerado por gas. Cortesía de Wikipedia.*

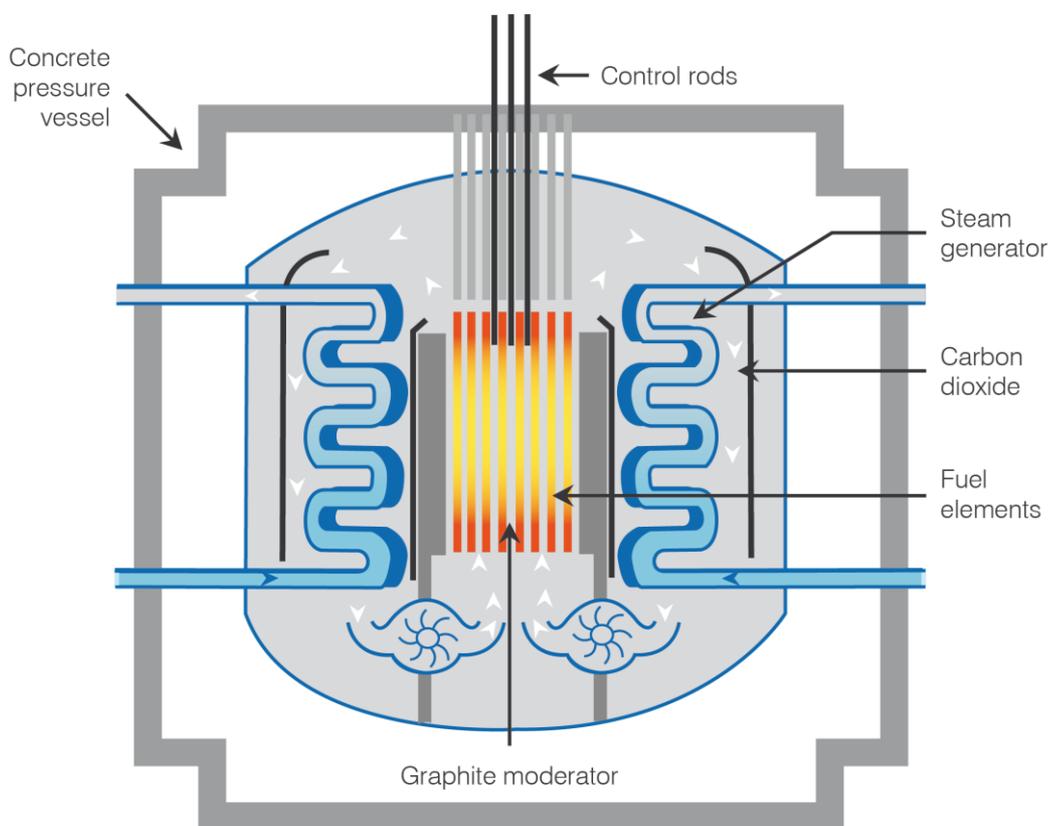
El combustible que utilizan estos reactores, al igual que los reactores de agua pesada, es uranio natural. Así, el combustible se introduce en forma de pellets en las barras de combustibles. Como se puede observar en el esquema de la **Figura 2-37**, las barras de combustible ceden calor a medida que el gas refrigerante asciende. La presión del gas en el reactor está comprendida entre 25 y 29 bar, y la temperatura a la que salen los gases del reactor es del orden de 400°C. A continuación, los gases se ponen en contacto con una corriente de agua (que entra a una presión de unos 69 bar y una temperatura de unos 140°C) en un generador de vapor, donde ceden calor a la corriente de agua produciendo el vapor que será expandido en la turbina [45].

A diferencia de los reactores de agua ligera y de agua pesada, el vapor vivo producido no es vapor saturado, sino que es sobrecalentado. De esta forma, la temperatura de vapor vivo es del orden de 336°C. Los reactores de refrigerados por gas, al igual que el reactor de agua a presión, presenta varios generadores que trabajan en paralelo (aunque en el esquema de la **Figura 2-37** sólo se represente uno).

Con el objeto de mejorar de los primeros diseños de reactores refrigerados por gas, se realizaron una serie de mejoras dando lugar a los reactores avanzados refrigerados por gas, que se conocen con las siglas AGCR (*Advanced Gas Cooled Reactor*) o simplemente con las siglas AGR.

Las principales diferencias que existen entre los reactores AGCR respecto a los GCR son:

- El material de las barras de combustible se sustituyó por acero inoxidable
- Utilizan uranio enriquecido en lugar de uranio natural (aunque con porcentaje de enriquecimiento menor al que utilizan los reactores de agua ligera)
- El generador de vapor se integra dentro del propio reactor (ver *Figura 2-38*)
- Aumenta tanto la presión del gas refrigerante (que toma valores del orden de los 40 bar) como la temperatura máxima alcanzada por los gases (que toma valores superiores a los 600°C).
- Las condiciones del vapor vivo son iguales que las se utilizan en muchas centrales térmicas. De esta forma, la temperatura de vapor vivo es de 538°C y la presión de 167 bar [46]



*Figura 2-38. Esquema de un reactor avanzado refrigerado por gas [3].*

En la *Figura 2-39* [47] se comparan tres centrales nucleares reales que trabajan con reactores refrigerados por gas pero con diferentes diseños. Se puede observar como los parámetros del modelo MAGNOX y el NUGG son bastante parecidos. Por otro lado, se puede observar como el reactor avanzado presenta un rendimiento mayor, esto es debido a que es capaz de producir un vapor vivo a una temperatura mayor.

Finalmente, los nuevos reactores refrigerados por gas que se están desarrollando a día de hoy se denominan reactores de alta temperatura, y se conocen con las siglas HTR (High Temperature Reactor). Estos reactores incluyen una serie de modificaciones al diseño de los AGCR. Las diferencias más significativas que introducen son que utilizan helio como fluido refrigerante, y que tanto la presión del refrigerante como la temperatura máxima que este alcanza son bastante mayores. De esta forma, el helio está a presiones que pueden llegar a los 90 bar y a temperaturas que pueden llegar a los 900°C [48].

Comparison of the characteristics of an AGR (Hinkley Point B), a MAGNOX reactor (Wylfa) and a NUGG reactor (Saint Laurent 2)				
	Units	AGR	MAGNOX	UNGG
Mass of U	t	114	395	430
Fuel		UO <sub>2</sub> Oxide Steel cladding	U metal Mg alloy cladding	U metal Mg alloy cladding
Power density	MW/m <sup>3</sup>	3	~1	1
Enrichment	%	2.1 à 2.6 %	U natural (0.7 %)	U natural (0.7%)
Cladding		Stainless steel	Mg alloy	Mg-Zr alloy
Coolant gas pressure	bar	41.9	27.6	29
Number of heat exchangers		12	4	4
Gas outlet temperature	°C	645	414	400
Maximum cladding temperature	°C	825	450	473
Mass of graphite pile	t	1,248	3,735	2,440
Net electrical power	MWe	625	590	480
Net efficiency	%	41.7	31.4	28.7
CO <sub>2</sub> flow rate	t/s	3.8	10.2	8.6
Burn-up rate	GWj/t	18	4	6.5

Figura 2-39. Comparativa entre tres tipos de reactores refrigerados por gas.

### 2.4.3 Reactor tipo canal

A este tipo de reactores se les conoce como RBMK, que son las siglas en ruso de reactor de alta potencia tipo canal. También se le conoce con las siglas LWGR (*Light Water Graphite Reactor*). Este reactor comparte con el reactor refrigerado por gas que ambos usan grafito como moderador y comparte con los reactores de agua ligera el uso de agua ligera como refrigerante. Por esta razón, unida a que son de diseño soviético y a que no incorporan los generadores de vapor presentes en los PWR, se dice que los RBMK son la versión rusa de los BWR. Un esquema de este tipo de reactores se puede ver en la *Figura 2-40*.

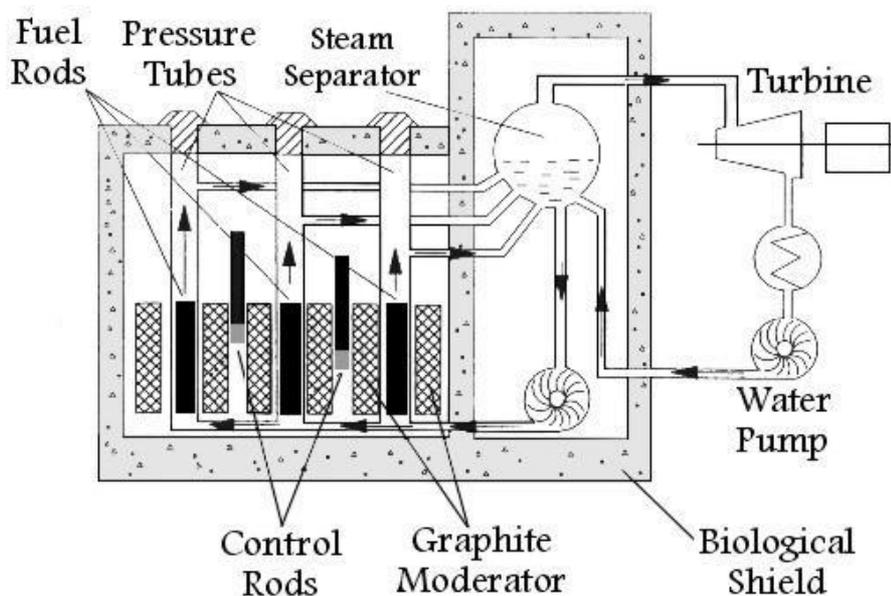
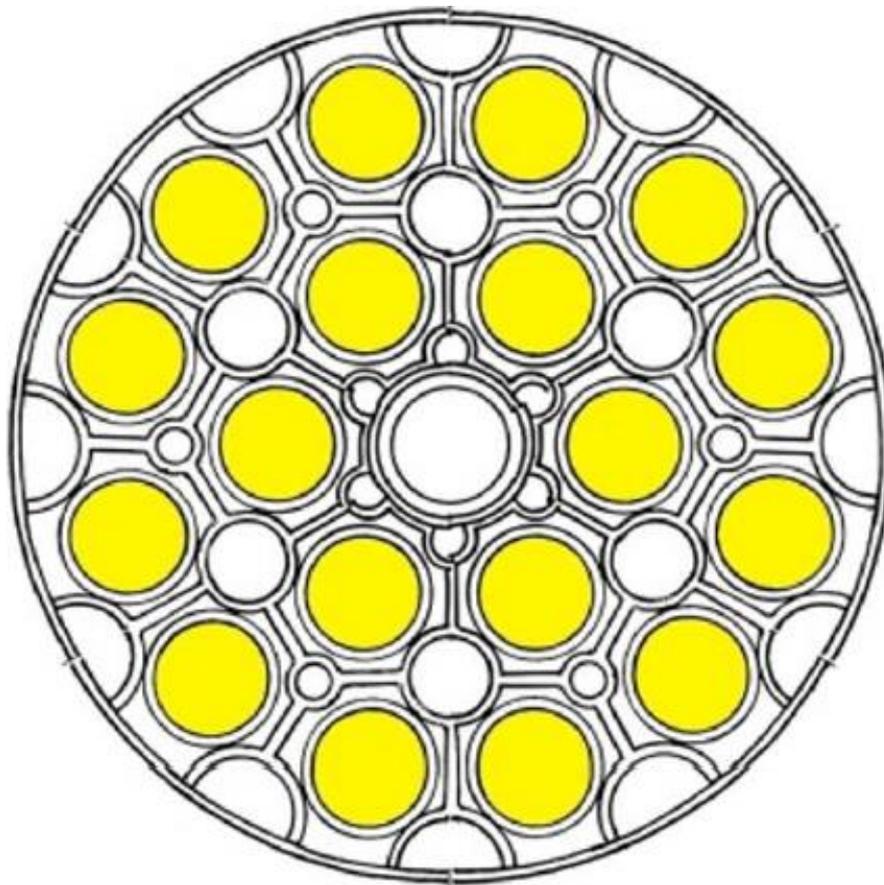


Figura 2-40. Esquema de un reactor tipo canal. Cortesía de World Nuclear Association.

Existen dos modelos de este tipo de reactores: el RBMK-1000 y el RBMK-1500. El número que acompaña al nombre de cada modelo hace referencia a la potencia eléctrica que es capaz de producir la central donde se implanta el reactor. No obstante, la mayor parte de las centrales nucleares que utilizan reactores tipo canal utilizan el modelo RBMK-1000.

Como se observa en la **Figura 2-40**, el agua se hace pasar a través de unos tubos de presión. En el interior de cada tubo de presión se encuentra un elemento combustible. Los tubos de presión fabricados están fabricados en Zircaloy y presentan un diámetro de 88 mm y un espesor de 4 mm. El modelo RBMK-1000 presenta un total de 847 tubos de presión. El agua entra por la parte inferior del tubo de presión (a una temperatura de 270°C) y se va evaporando parcialmente hasta que llega a un colector. En el colector, se separa el vapor para ser enviado a la turbina. Este vapor está a una presión de 69 bar (y por tanto a una temperatura de 284°C) [49].

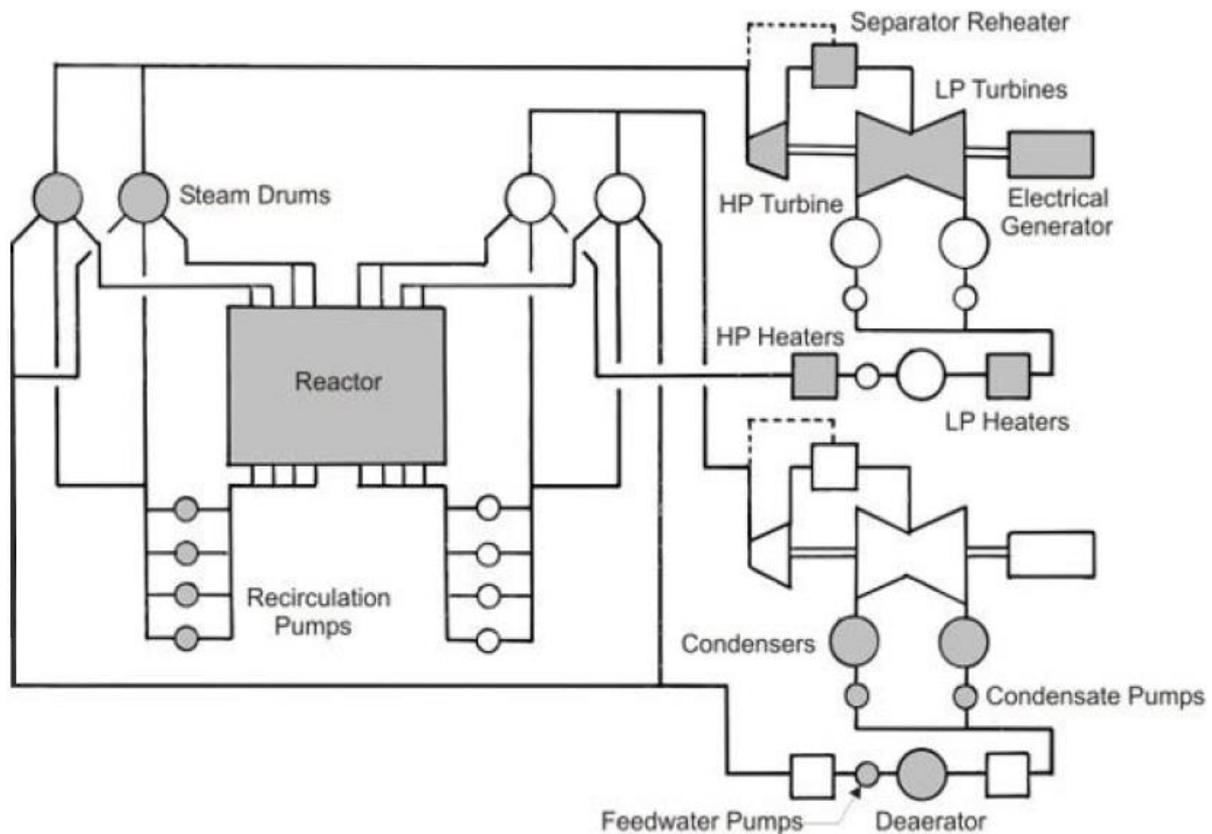
La parte del reactor que alberga los tubos de presión, el moderador representa el núcleo del reactor y las barras de control. El núcleo del reactor RBMK-1000 está recubierto en una cámara de contención de forma cilíndrica que presenta una altura de 7 m y un diámetro de 11,8 m. El reactor RBMK-1000 tiene un total de 179 barras de control y un total de 1700 toneladas de grafito. El gasto de refrigerante que atraviesa el reactor es de 10.420 kg/s. Las barras de control están fabricadas con carburo de boro.



**Figura 2-41. Sección transversal de un elemento combustible**

Por otra parte, cada elemento combustible está constituido por un total de 18 barras de combustible. En el interior de cada barra de combustible se encuentran una serie de pellets con una longitud de 15 mm y un diámetro de 11,5 mm. Los pellets de combustible son de uranio enriquecido al 2%. La sección transversal de un elemento combustible se puede ver en la **Figura 2-41** [49].

Las centrales tipo canal utilizan varios lazos. De esta forma, hay un total de cuatro colectores y de dos turbinas. Cada una de las dos turbinas es alimentada por dos colectores. En las centrales que utilizan el reactor RBMK-1000, cada una de estas turbinas desarrolla una potencia de 500 MWe. Por otra parte, en estos reactores son necesarios hasta un total de 8 bombas para impulsar el fluido desde el colector hacia el núcleo del reactor. Un esquema simplificado de una central que integra un reactor RBMK-1000 se puede ver en la **Figura 2-42** [49].



**Figura 2-42.** Esquema de una central nuclear con reactor tipo canales.

El reactor tipo canal (concretamente el RBMK-1000) era el que utilizaba la central de Chernóbil. Uno de los motivos por los que se produjo la fusión del núcleo (y la consiguiente catástrofe) radica en que los reactores de tipo canal trabajan con un coeficiente de vacío positivo. Esto significa que si por algún motivo aumenta la potencia térmica que genera el reactor y se evapora todo el agua que hay en el núcleo, la reactividad del reactor aumenta (pudiéndose dar una situación de inestabilidad). Esto ocurre porque cuando el agua se evapora del núcleo, el núcleo no es capaz de refrigerarse, y a su vez las fisiones siguen produciéndose al mismo ritmo debido a la presencia del moderador (que está fijo en el núcleo y sigue frenando a los neutrones rápidos para que se puedan seguir produciendo las fisiones). Como consecuencia, la temperatura del núcleo asciende hasta un valor donde el propio núcleo se funde. Aunque este fenómeno se puede contrarrestar bajando las barras de control, el efecto que ejerce el moderador en la moderación de neutrones domina al fenómeno de absorción de neutrones que ejercen las barras de control.

Los reactores de agua ligera de diseño occidental (PWR y BWR), por el contrario, trabajan con un coeficiente de vacío negativo. De esta forma, si el agua del núcleo se evaporara, como el agua también ejerce de moderador de neutrones, el número de fisiones que se producen bajaría rápidamente, y por consiguiente la potencia térmica que libera el reactor disminuiría. Finalmente, a raíz del accidente de Chernóbil se introdujeron una serie de mejoras en aras de la seguridad en este tipo de reactores (como aumentar el enriquecimiento del combustible o aumentar el número de barras de control). No obstante, el desarrollo y la expansión de este tipo de reactores se frenaron considerablemente a causa del accidente.

### 2.4.4 Reactor reproductor rápido

Los reactores rápidos se conocen con las siglas FBR (*Fast Breeder Reactor*) y se caracterizan porque las fisiones las llevan a cabo neutrones de alta energía (neutrones rápidos). Por tanto, una de las características principales que definen a estos reactores es que no presentan moderador. Análogamente, el resto de reactores que se han descrito en capítulos anteriores se les conoce como reactores térmicos. Por otra parte, se dice que un reactor es reproductor cuando genera más material fisible del que consume. De esta forma, ninguno de los reactores que se han descrito anteriormente eran reproductores, debido a que había más núcleos de uranio-235 que se fisionaban que átomos fisibles que se formaban (por ejemplo plutonio-239 a partir de uranio-238).

El refrigerante que usa este tipo de reactores no debe producir moderación de los neutrones. Por lo tanto, se no se utiliza agua ligera ni agua pesada. En su lugar se utilizan otros fluidos como pueden ser metales fundidos o gases. Los que usan metales fundidos se conocen con las siglas LMFBR (*Liquid Metal Fast Breeder Reactor*). Los metales fundidos que se usan normalmente son sodio, conociéndose entonces el reactor con las siglas SFR (*Sodium cooled fast reactor*), plomo, conociéndose entonces el reactor con las siglas LFR (*Lead cooled fast reactor*), o mercurio. No obstante, es el sodio el que se emplea en la mayoría de los reactores que se han construido. Los reactores reproductores rápidos que utilizan un fluido en estado gaseoso como refrigerante se conocen con las siglas GFR (*Gas-cooled fast reactor*) y es el helio el gas más utilizado.

Para llevar a cabo la reproducción de material fisible, se coloca uranio empobrecido (es el uranio que tiene un porcentaje de uranio-235 igual o inferior que el uranio natural) en la periferia del reactor. De esta forma, el material que se pone en la periferia del reactor (que se le conoce con el nombre de objetivo y es principalmente uranio-238) absorbe el impacto de los neutrones que se escapan del núcleo para dar lugar a la fisión de uranio-238 produciendo plutonio-239. El combustible que se introduce en el núcleo del reactor es normalmente una mezcla de uranio altamente enriquecido (con un porcentaje de uranio-235 comprendido entre el 10 y el 15 por ciento) y plutonio. El plutonio generado en la periferia sirve de combustible para poder recargar de nuevo el reactor o como combustible de otro reactor térmico.

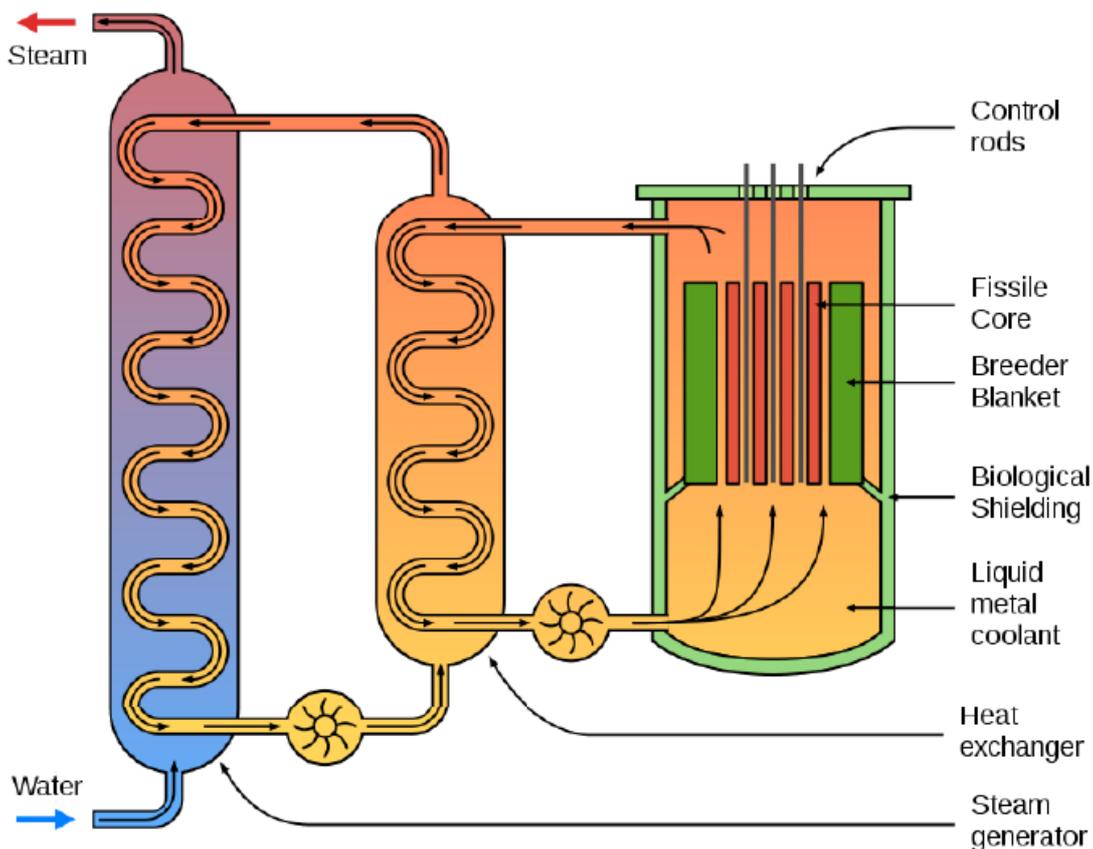


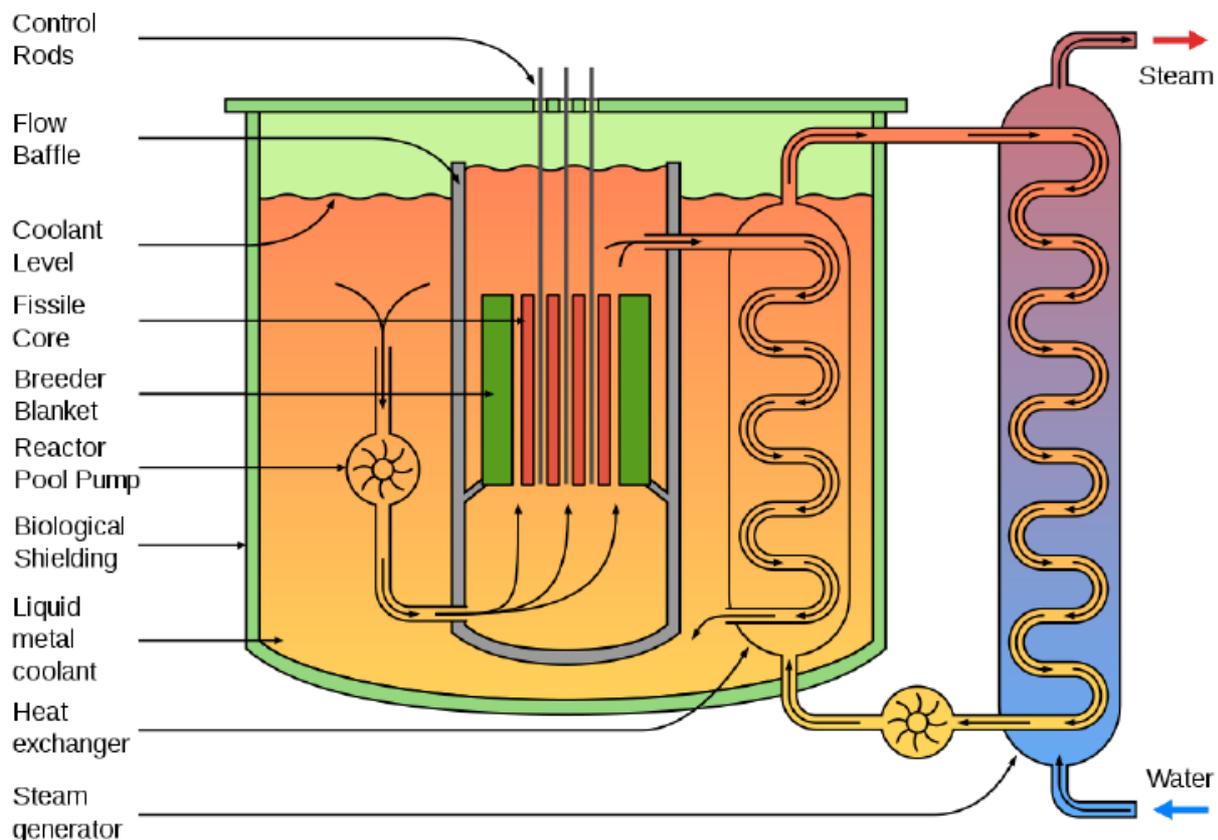
Figura 2-43. Esquema del circuito intermedio y de un reactor reproductor rápido (tipo lazo).  
Cortesía de universe-review.ca

Los reactores que usan metales líquidos como refrigerante (se hablará a partir de ahora de sodio por ser el refrigerante más utilizado) presentan tres circuitos diferentes:

- Un circuito primario de sodio que está contacto con núcleo del reactor y con un intercambiador intermedio
- Un circuito secundario de sodio que circula en lazo cerrado entre el intercambiador intermedio y el generador de vapor.
- Un circuito terciario por el que circula agua y que es el que realiza el ciclo Rankine.

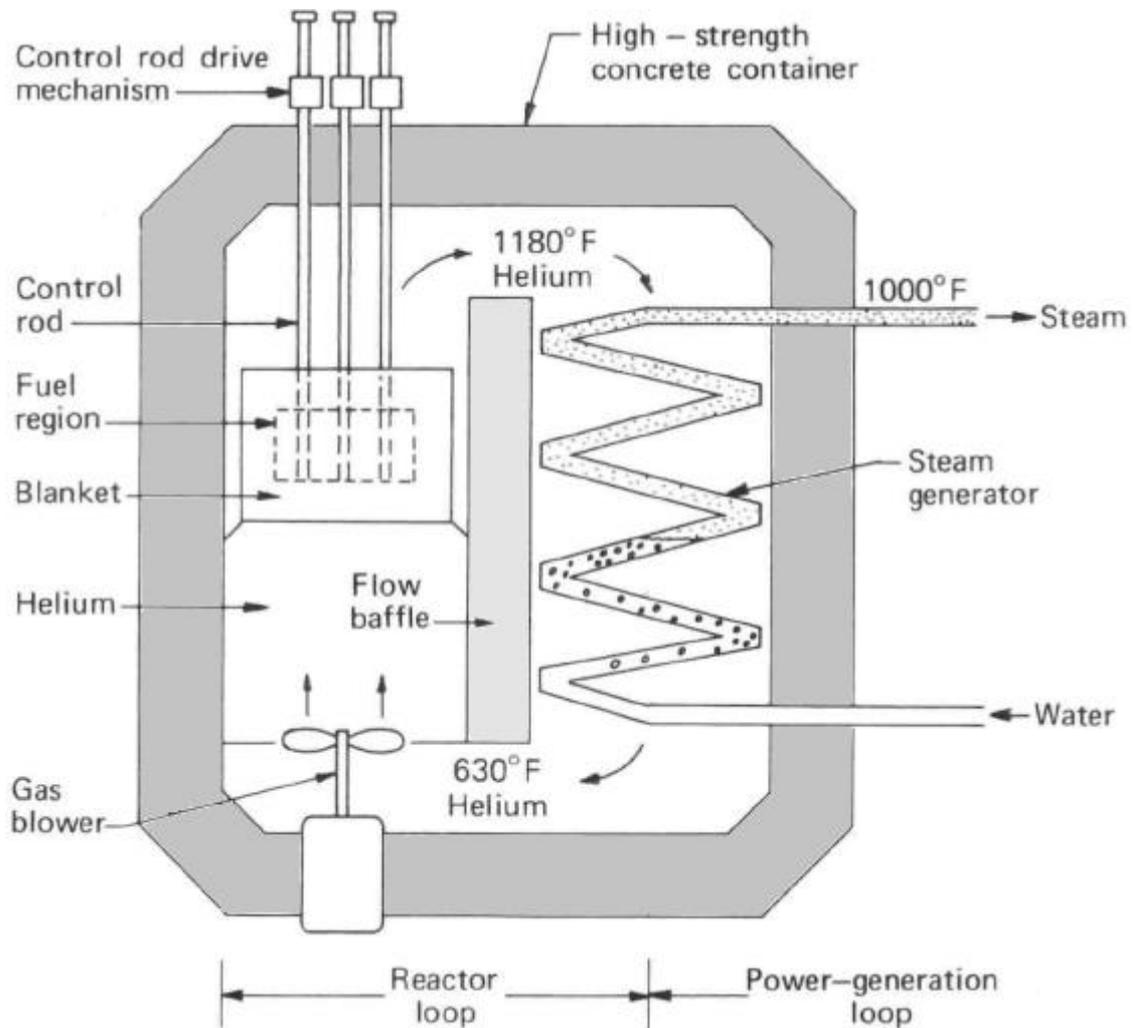
En primer lugar, el sodio entra en el reactor a una temperatura de unos  $427^{\circ}\text{C}$  y sale de este a una temperatura de  $565^{\circ}\text{C}$ . A continuación se impulsa hasta el cambiador intermedio, en el que cede calor al sodio que circula por el circuito secundario. De esta forma, el sodio del circuito secundario sale del cambiador intermedio a una temperatura de  $524^{\circ}\text{C}$ . Finalmente, esta corriente se manda al generador de vapor, donde evapora el agua que llega procedente del circuito terciario y sobrecalienta el vapor hasta una temperatura de  $482^{\circ}\text{C}$  [50]. La presión del vapor vivo es de unos 100 bar. Por otra parte la presión del sodio en el circuito intermedio es mayor a la presión en el circuito primario. Esto se debe a que en caso de fuga en el intercambiador intermedio, el sodio radiactivo (el del circuito primario) no pueda llegar a ponerse nunca en contacto con el vapor [51].

En función de si el intercambiador de calor está dentro o no del reactor, los reactores reproductores rápidos refrigerados por metales líquidos presentan lo que se conoce como configuración tipo lazo (ver *Figura 2-43*) o configuración tipo piscina (ver *Figura 2-44*). La configuración tipo piscina presenta la ventajas de que reduce la longitud de las tuberías y de que la mayor parte de los fluidos radiactivos están confinados.



*Figura 2-44. Esquema del circuito intermedio y de un reactor reproductor rápido (tipo piscina). Coetesia de Wikipedia.*

Finalmente, en la **Figura 2-45** [50] se observa el esquema de un reactor reproductor rápido refrigerado por gas. Se puede observar también como el helio entra al reactor a una temperatura de 638°C y sale a una temperatura de 332°C. Por otro lado, la temperatura del vapor vivo es de 538°C.



**Figura 2-45.** Esquema de un reactor reproductor rápido refrigerado por gas

## 2.5 Comparativa y evolución temporal de los diferentes tipos de reactores

Una vez se han descrito todos los tipos de reactores en los capítulos anteriores, se expone en la tabla de la **Figura 2-46** [52], una comparativa de los parámetros típicos que presentan cada uno de los diferentes tipos de reactores. Por destacar algo, se podría decir que los reactores de agua ligera moderados por grafito son los que presentan un núcleo de mayor tamaño o como el agua ligera es el refrigerante más utilizado.

Characteristic	PWR	BWR	PHWR (Candu)	LWGR (RBMK)	AGR	FBR
Active core height, m	4.2	3.7	5.9	7.0	8.3	1.0
Active core diameter, m	3.4	4.7	6.0	11.8	9.3	3.7
Fuel inventory, tonnes	104	134	90	192	110	32
Vessel type	Cylinder	Cylinder	Tubes	Tubes	Cylinder	Cylinder
Fuel	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>	PuO <sub>2</sub> /UO <sub>2</sub>
Form	Enriched	Enriched	Natural	Enriched	Enriched	-
Coolant	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	CO <sub>2</sub>	Sodium
Steam generation	Indirect	Direct	Indirect	Direct	Indirect	Indirect
Moderator	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Graphite	Graphite	None

**Figura 2-46. Características principales de los diferentes tipos de reactores nucleares.**

A lo largo del tiempo, la tecnología de los reactores nucleares, como cualquier tipo de tecnología, ha ido experimentando una serie de cambios. A grosso modo, se puede decir que esta serie de transformaciones han ido orientadas a:

- Mejorar las condiciones de seguridad de la central nuclear
- Mejorar la fiabilidad de la central nuclear
- Aumentar la vida útil de las instalaciones
- Disminuir los costes asociados a la operación y a la construcción.
- Evitar que esta tecnología puede ser utilizada con fines bélicos.
- Minimizar el impacto ambiental (residuos nucleares)

Debido a esta serie de modificaciones que han ido experimentado los reactores nucleares, estos se clasifican en generaciones. De esta forma, hay un total de cuatro generaciones (ver **Figura 2-47**). Los reactores pertenecientes a la primera generación son los que se construyeron hasta el año 1965. Estos reactores se caracterizan porque su desarrollo significó el origen de la tecnología nuclear con fines no militares. Estos reactores también se caracterizaban por una potencia térmica pequeña. A día de hoy, ninguno de los denominados reactores de primera generación está en operación.

Los reactores de segunda generación constituyeron los primeros reactores comerciales. Fueron diseñados para tener una vida útil de 40 años. Los primeros reactores de esta generación entraron en funcionamiento al final de los años sesenta. Dentro de esta generación, se encuentran, los reactores de agua presión, los de agua en ebullición, los de tipo CANDU. La mayor parte de los reactores en operación que hay a día de hoy pertenecen a esta generación. Los principales fabricantes de reactores de segunda generación son Westinghouse, Framatome y General Electric [53].

Los reactores de tercera generación empezaron a desarrollarse a principios de los años noventa. En el año 1996 entró en operación en Japón en primer reactor perteneciente a la tercera generación. Estos reactores cumplen con la normativa americana de seguridad nuclear (NRC - *Nuclear Regulatory Commission*) y están diseñados para tener una vida útil de 60 años. El diseño de estos reactores se basa principalmente en la experiencia acumulada de los reactores de segunda generación. A los reactores que mejoraban las prestaciones de los de tercera generación se les conoce como de generación tres plus. Para distinguir estos nuevos diseños de los diseños de segunda generación, los diferentes fabricantes denominaron a estos reactores con nuevas siglas. Algunas de estos nombres son:

- Reactores de agua en ebullición (BWR): ABWR (*Advanced Boiling Water Reactor*) o ESBWR (*Economic Simplified Boiling Water Reactor*);
- Para reactores de agua a presión (PWR): EPR (*European Pressurized Reactor*), AP (diseño de *Westinghouse*) o APWR (*advanced pressurized water reactor*).
- Reactor de agua pesada (CANDU): ACR (*Advanced CANDU reactor*)

Finalmente, están los reactores de cuarta generación. Estos reactores se encuentran actualmente en la fase de investigación y desarrollo. Se estima que estarán disponibles para su instalación comercial para el año 2030. Entre los diferentes modelos en los que se está trabajando están los reactores de alta temperatura o VHTR (*Very High Temperature Reactor*), el reactor de agua supercrítica o SCWR (*Supercritical Water Cooled Reactor*) o los reactores de sal fundida o MSR (*Molten-Salt Reactor*)

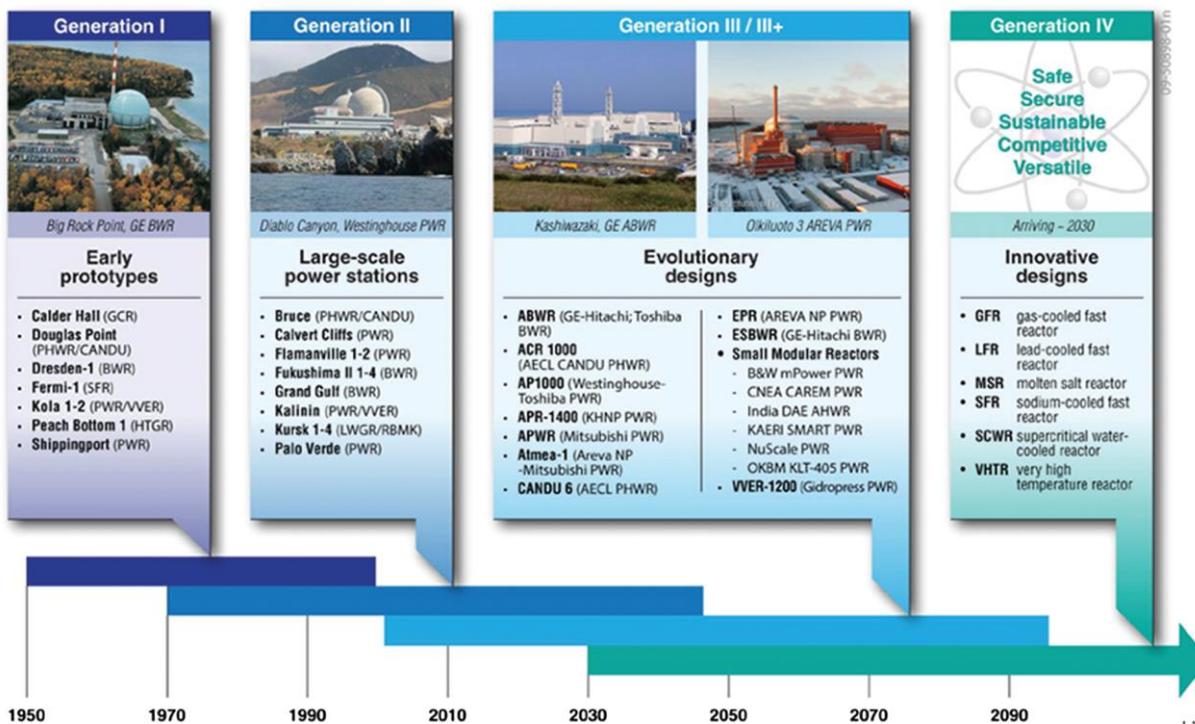


Figura 2-47. Evolución temporal de los reactores nucleares [75].

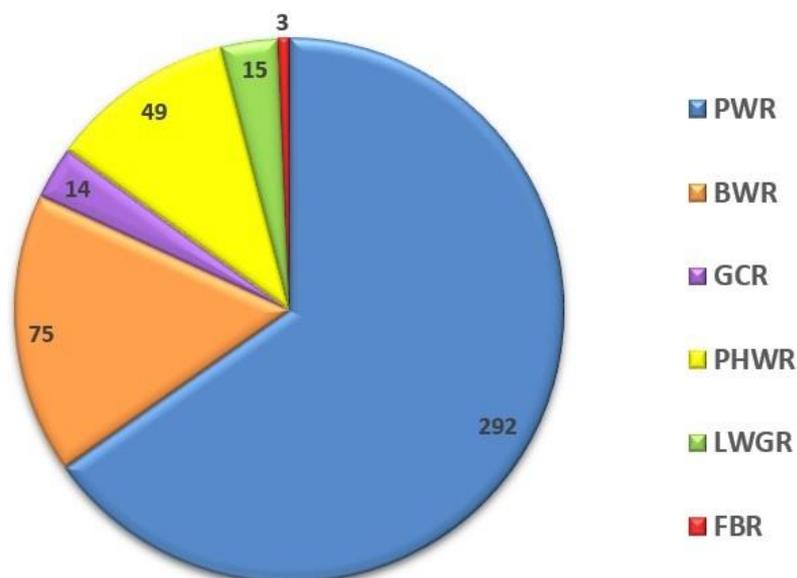
## 2.6 Tamaño y distribución mundial de reactores.

El objetivo de este capítulo es, por un lado contabilizar cuantos reactores de cada tipo hay en operación (a fecha de 31 de diciembre de 2017), y por otro estimar la potencia eléctrica (en promedio) que presenta cada tipo de reactor. Para ello, se hará uso de la *Figura 2-48* [23].

Country	PWR		BWR		GCR		PHWR		LWGR		FBR		Total	
	No.	MW(e)	No.	MW(e)	No.	MW(e)	No.	MW(e)	No.	MW(e)	No.	MW(e)	No.	MW(e)
ARGENTINA							3	1633					3	1633
ARMENIA	1	375											1	375
BELGIUM	7	5918											7	5918
BRAZIL	2	1884											2	1884
BULGARIA	2	1926											2	1926
CANADA							19	13554					19	13554
CHINA	36	33140					2	1354			1	20	39	34514
CZECH REP.	6	3930											6	3930
FINLAND	2	1009	2	1760									4	2769
FRANCE	58	63130											58	63130
GERMANY	6	8227	1	1288									7	9515
HUNGARY	4	1889											4	1889
INDIA	2	1864	2	300			18	4091					22	6255
IRAN,ISL.REP	1	915											1	915
JAPAN	20	17427	22	22325									42	39752
KOREA,REP.OF	20	19918					4	2576					24	22494
MEXICO			2	1552									2	1552
NETHERLANDS	1	482											1	482
PAKISTAN	4	1228					1	90					5	1318
ROMANIA							2	1300					2	1300
RUSSIA	18	14543							15	10219	2	1380	35	26142
SLOVAKIA	4	1814											4	1814
SLOVENIA	1	688											1	688
SOUTH AFRICA	2	1860											2	1860
SPAIN	6	6057	1	1064									7	7121
SWEDEN	3	3075	5	5554									8	8629
SWITZERLAND	3	1740	2	1593									5	3333
UK	1	1198			14	7720							15	8918
UKRAINE	15	13107											15	13107
USA	65	65625	34	34327									99	99952
TOTAL	292	274843	75	72941	14	7720	49	24598	15	10219	3	1400	448	391721

*Figura 2-48. Distribución mundial de los diferentes tipos de reactores nucleares.*

Se observa como a fecha de 31 de diciembre de 2017, hay un total de 448 reactores nucleares en funcionamiento. Dentro de estos, se puede decir que los reactores de agua a presión constituyen la mayoría. De esta forma, hay un total de 292 reactores de agua a presión en operación, lo que supone dos tercios del total. Es por esta razón por la que se modelará este tipo de reactor en los capítulos siguientes. Después de los reactores de agua a presión, los que presentan mayor relevancia son los de agua en ebullición (que representan un 17% del total) y los reactores de agua pesada (que representan un 11% del total).



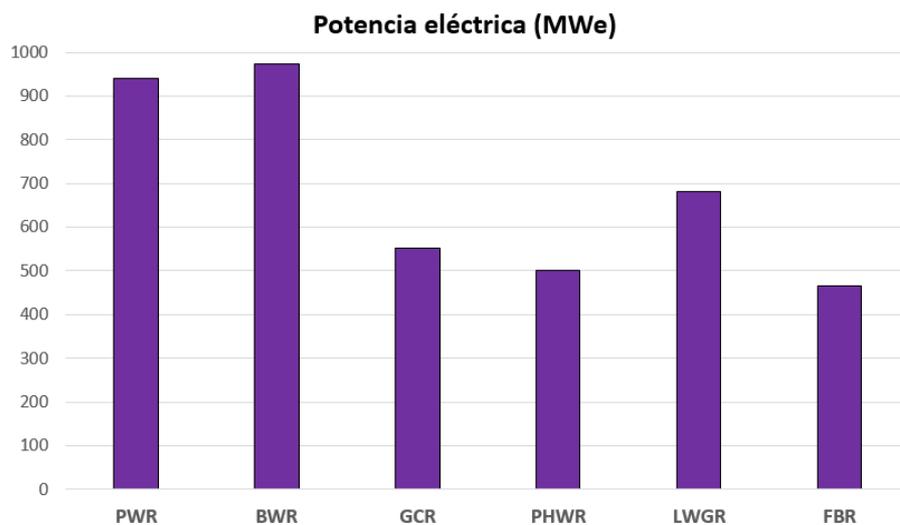
*Figura 2-49. Número total de los diferentes tipos de reactores en operación. Fuente: elaboración propia.*

En España, hay un total de siete reactores nucleares, siendo seis de los cuales de agua a presión y uno de ellos de agua en ebullición. Estos siete reactores conforman las cinco centrales nucleares existentes a día de hoy en España: Almaraz, Ascó, Cofrentes, Trillo y Vandellós. El tamaño de cada uno de estos reactores así como el año en que empezaron a trabajar a carga completa se muestra en la **Figura 2-50** [23].

Reactor Name	Type	Model	Capacity (MW)			Construction start	Grid connection	Commercial operation
			Thermal	Gross	Net			
ALMARAZ-1	PWR	WH 3LP	2947	1049	1011	1973-7	1981-5	1983-9
ALMARAZ-2	PWR	WH 3LP	2947	1044	1006	1973-7	1983-10	1984-7
ASCO-1	PWR	WH 3LP	2954	1033	995	1974-5	1983-8	1984-12
ASCO-2	PWR	WH 3LP	2941	1035	997	1975-3	1985-10	1986-3
COFRENTES	BWR	BWR-6 (Mark 3)	3237	1102	1064	1975-9	1984-10	1985-3
TRILLO-1	PWR	PWR 3 loops	3010	1066	1003	1979-8	1988-5	1988-8
VANDELLOS-2	PWR	WH 3LP	2941	1087	1045	1980-12	1987-12	1988-3

**Figura 2-50. Reactores en operación en España.**

Para estimar el orden de magnitud de la potencia eléctrica que genera cada tipo de reactor en promedio se dividirá la potencia eléctrica total entre el número total de reactores. De esta forma, se obtienen los datos que se presentan en la **Figura 2-51**. De esta manera, se observa como cada reactor de agua a presión y de agua en ebullición generan una potencia eléctrica (de media) de unos 1000 MWe, mientras que en los reactores tipo canal es del orden de 700 MWe, y es de unos 500 MWe para los reactores de agua pesada, reactores rápidos y refrigerados por gas.



**Figura 2-51. Potencia eléctrica promedio de los diferentes tipos de reactores. Fuente: elaboración propia.**

El reactor en operación que ostenta el record en términos de potencia eléctrica está situado en Francia, en la central nuclear de Chooz B, y es un reactor de agua a presión. En total en la central nuclear hay un total de dos reactores de idéntico diseño. Cada uno de estos reactores, denominados Chooz B-1 y Chooz B-2, generan una potencia térmica de 4270 MW, una potencia mecánica de 1560 MW, y una potencia eléctrica de 1500 MW. La construcción de estos reactores se inició en 1984, se conectaron por primera vez a la red en 1997, estando funcionando a plena carga en el año 2000.

En noviembre de 2009 y abril de 2010, se inició la construcción de los que serán los reactores nucleares de mayor potencia del mundo. Ambos reactores son de agua a presión y constituirán la que será la central de Taishan, ubicada en China. Cada uno de estos reactores (denominados Taishan-1 y Taishan-2) generarán una potencia térmica de 4590 MW, una potencia mecánica de 1750 MW, y una potencia eléctrica de 1660 MW. El coste de la planta tendrá un precio de unos 8.000 millones de euros.



# 3 CICLOS DE RANKINE EN CENTRALES NUCLEARES

---

*El progreso tecnológico no has proporcionado medios más eficientes para retroceder*

*- Aldous Huxley -*

Si bien en el capítulo 2.1.1 se describe de manera sucinta el ciclo Rankine de una central térmica, el objetivo de este capítulo es afrontar la descripción con mayor grado de profundidad de los diferentes tipos de ciclos Rankine que existen en la actualidad en las diferentes plantas de producción de potencia, y en particular, el utilizado en las centrales nucleares.

## 3.1 Ciclos de Rankine en centrales térmicas

En la **Figura 3-1** se puede observar el esquema de una central térmica subcrítica así como los valores típicos de presión y temperatura en las diferentes partes del ciclo [54]. De forma análoga, se presenta la **Figura 3-2** para centrales supercríticas [55].

Se puede apreciar en dichas figuras los diferentes cuerpos (*Cylinders*) en los que se divide la turbina. De esta forma, la turbina se divide en tres cuerpos: de alta, media y baja presión. Además, en ambos tipos de centrales aparece una turbina auxiliar, que se alimenta de una extracción de la turbina de media presión. El objetivo de esta turbina es mover la bomba de condensado (evitando de esta forma tener que incluir un motor eléctrico que mueva dicha bomba).

Las turbinas de vapor que se utilizan en ciclos Rankine también se clasifican en función del número de ejes que presentan. De esta forma, pueden ser tandem compound (se suele denotar con las siglas TC, ver **Figura 3-3**) y cross compound (se suele denotar con las siglas CC, ver **Figura 3-3**). La configuración tandem compound presenta un solo eje (y por tanto un solo generador) mientras que la configuración cross compound presenta dos ejes (y por tanto dos generadores) [56].

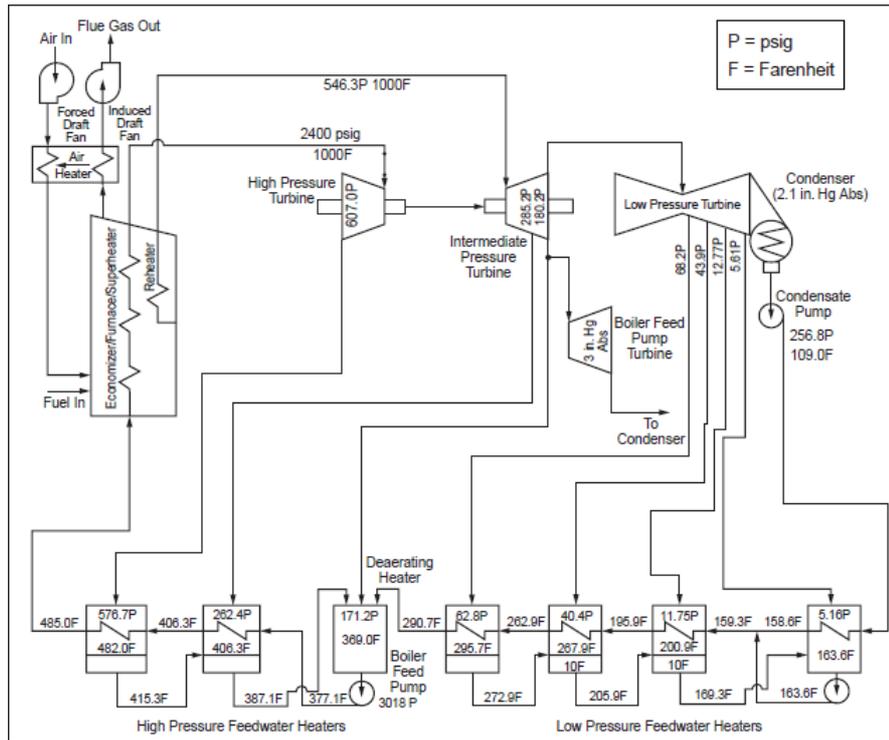


Figura 3-1. Esquema y parámetros típicos del ciclo Rankine de una central térmica subcrítica.

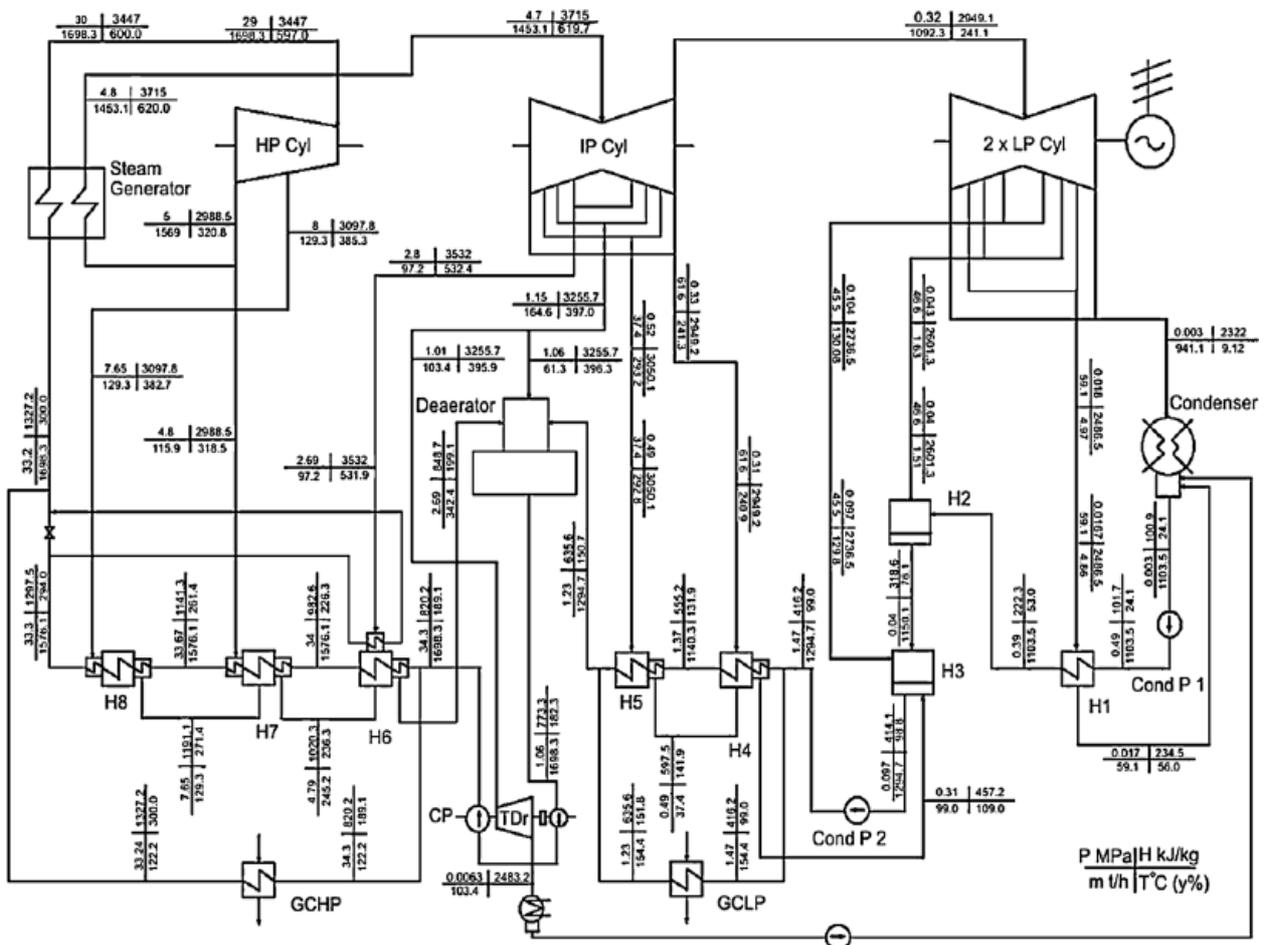
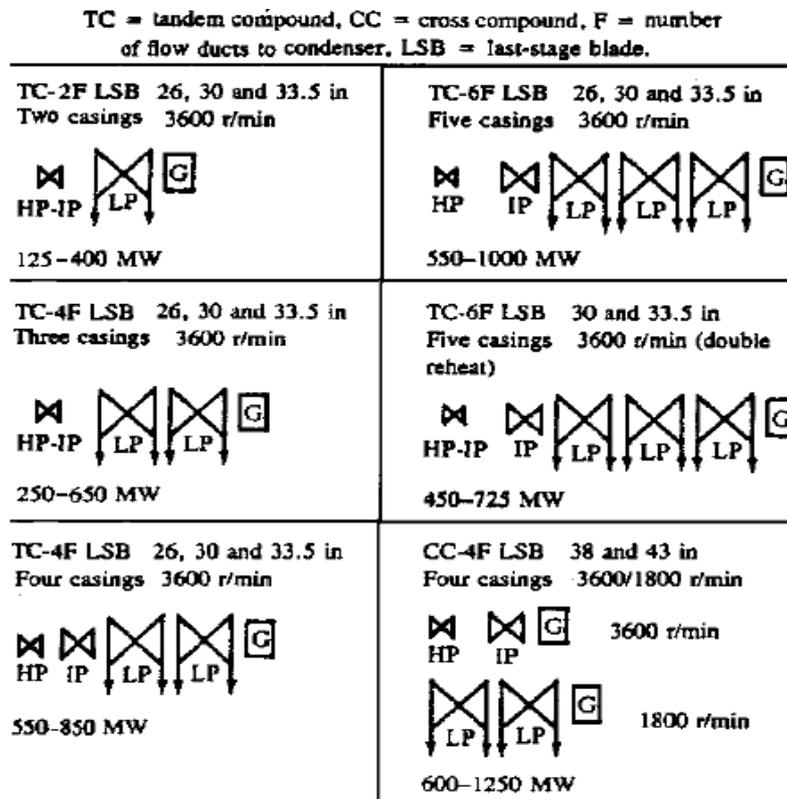


Figura 3-2. Esquema y parámetros típicos del ciclo Rankine de una central térmica supercrítica.

Por otra parte, no todas las turbinas de las centrales térmicas están constituidas por un cuerpo de alta, otro de media y otro de baja presión. En función de la potencia de la central, se puede prescindir de alguno de estos cuerpos o bien duplicar alguno de ellos. El número de cuerpos que presenta la turbina de vapor (así como la longitud del álabe del ultimo escalonamiento de cada cuerpo) en función de la potencia de la central térmica se puede apreciar en la *Figura 3-3* [56].

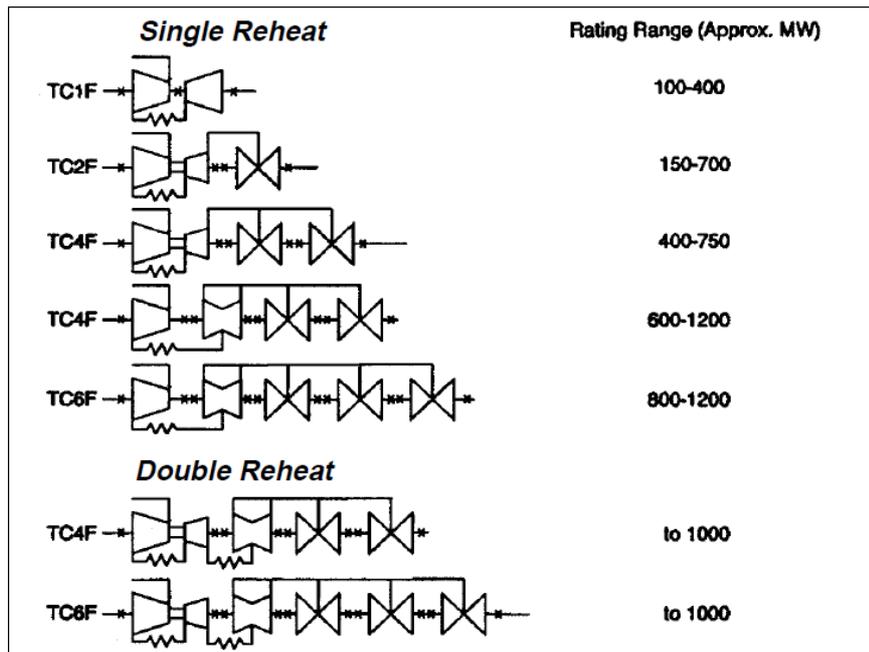


*Figura 3-3. Número de cuerpos de la turbina de vapor en centrales térmicas.*

Otro aspecto importante de cada cuerpo de turbina es la configuración que presenta. De esta forma, cada uno de los cuerpos puede ser de flujo simple o flujo doble. Cuando el flujo es simple, el flujo entra por un extremo de la turbina (el de menor sección ya que en una turbina entra siempre a una presión mayor de la que sale) y sale por el otro (el de mayor sección). Cuando el flujo es doble, el gasto de vapor entra por la parte central de la turbina, donde se divide en dos flujos que salen en sentidos opuestos por cada uno de los extremos de la turbina.

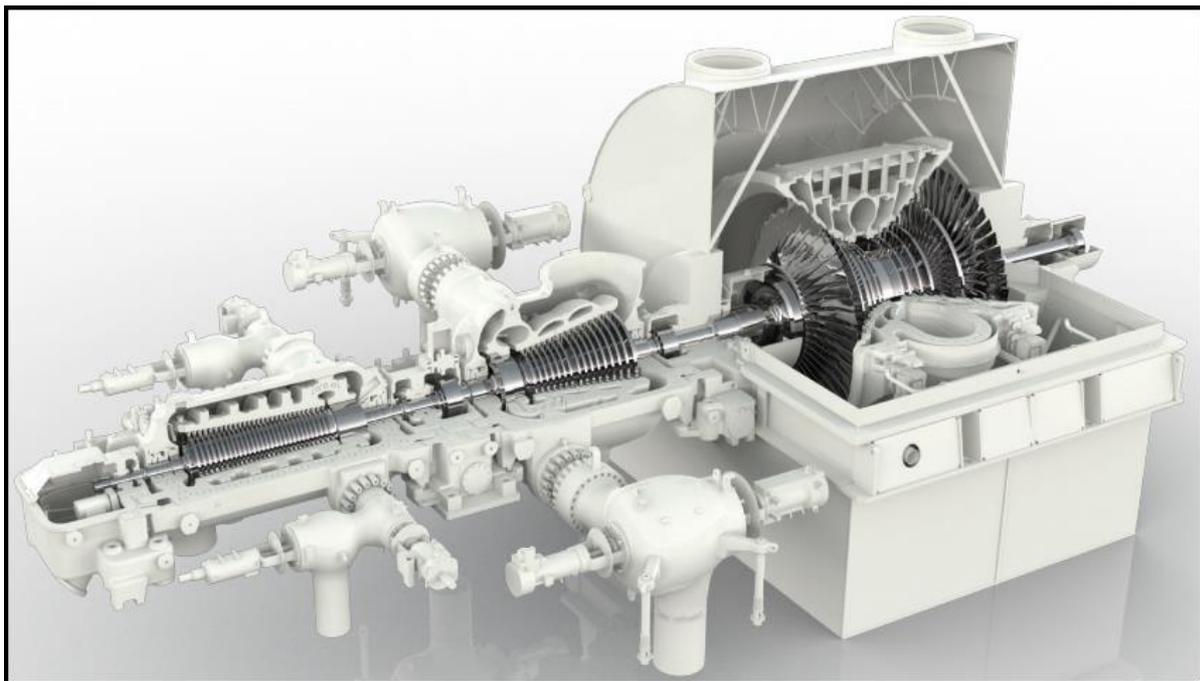
El objetivo de utilizar una configuración de doble flujo es, por un lado, compensar los esfuerzos axiales que se producen sobre la estructura que soporta el cuerpo de la turbina, y por otro, disminuir la longitud del álabe de los últimos escalonamientos reduciendo así el estrés mecánico que genera la fuerza centrífuga sobre los álabes. A la hora de definir una turbina, se suele especificar las siglas TC o CC (atendiendo al número de ejes) seguido del número de flujos que salen del cuerpo de baja presión. De esta forma, por ejemplo, una turbina de único eje que presente tres cuerpos de baja presión de doble flujo, presentará un total de seis flujos de entrada al condensador, por lo que esta turbina se denotará como TC-6F.

En la *Figura 3-4* [57], se aprecia la configuración (es decir, flujo simple o doble) que presenta cada cuerpo de una turbina de vapor en función de la potencia de la central térmica. De esta forma, se representa con un trapecio si el cuerpo es de flujo simple y con dos triángulos que se unen en un vértice común si los cuerpos son de doble flujo. Se aprecia también en esta figura como cuando hay un doble recalentamiento, a los cuerpos de alta, media y baja presión se le suma un cuerpo adicional (denominado Reheat) que se sitúa entre los cuerpos de media y baja presión. En conclusión, se puede decir que el cuerpo de alta presión en centrales térmicas siempre es de flujo simple y nunca está duplicado, el cuerpo de media puede ser de flujo simple o doble y nunca está duplicado, y el de baja suele ser de doble flujo y puede estar duplicado (o incluso triplicado).



*Figura 3-4. Configuraciones de cada uno de los cuerpos de la turbina de vapor en centrales térmicas.*

Finalmente, se puede observar en la *Figura 3-1* y la *Figura 3-2* como el número de precalentadores en ambas centrales es distinto. Concretamente, la central subcrítica está constituida por un total de seis precalentadores (cuatro de baja presión y dos de alta presión) mientras que la central supercrítica está conformada por un total de ocho (cinco de baja presión y tres de alta presión). No obstante, el número de precalentadores en cada central no siempre tiene por qué coincidir con los de los ejemplos anteriores, si no que depende del diseño elegido por la ingeniería que lleve a cabo el proyecto. Esto se debe a que a medida que aumenta el número de precalentadores aumenta el rendimiento de la planta, pero también aumenta el coste y la complejidad de la misma. Por tanto, habrá que llegar a una relación de compromiso a la hora de establecer el número de precalentadores.



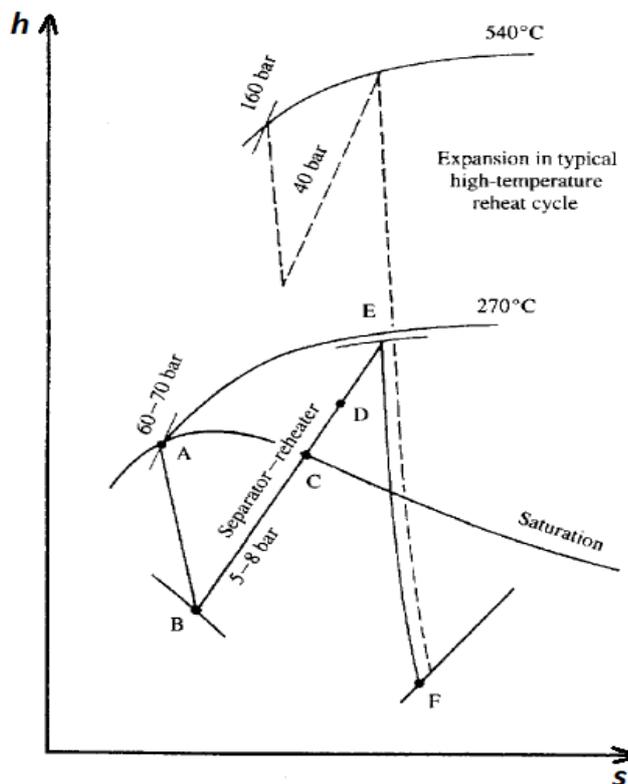
*Figura 3-5. Representación de una turbina TC-2F de una central térmica. Cortesía de Ansaldo.*

### 3.2 Diferencias entre el ciclo Rankine de centrales térmicas y nucleares

Una vez que se han expuesto las características presentes en el ciclo Rankine de una central térmica, se procederá a hacer lo propio con el de una central nuclear. La principal diferencia entre ambos ciclos radica en la naturaleza del vapor vivo. Así, mientras que en el ciclo de una central térmica el vapor vivo es vapor sobrecalentado, en centrales nucleares el vapor vivo es vapor saturado. Por este motivo, la entalpía del vapor vivo (entrada a turbina) es mayor en el ciclo Rankine de una central térmica.

Por otro lado, dado que en ambos ciclos la presión de condensación puede tomar valores del mismo orden de magnitud (depende principalmente de si en el condensador se refrigera con agua o con aire) y que el título de vapor no debe ser inferior a un cierto valor (comprendido entre el 12 y el 15%) porque la humedad reduciría drásticamente la eficiencia isentrópica de la turbina, se puede decir que en ambos ciclos la entalpía a la salida de la turbina es del mismo orden de magnitud.

En conclusión, puesto que en ambos ciclos la entalpía a la salida de la turbina es la misma y la entalpía a la entrada de la turbina es mayor en centrales térmicas, el salto entálpico en la turbina es mayor en centrales térmicas que en centrales nucleares. Esta conclusión se puede apreciar de manera gráfica en la **Figura 3-6** [58]. Por este motivo, para una misma potencia eléctrica de la central, las centrales nucleares trabajan con un gasto de vapor mayor que las centrales térmicas. Concretamente, el gasto másico de vapor es del orden de tres o cuatro veces mayor que en centrales térmicas [59].

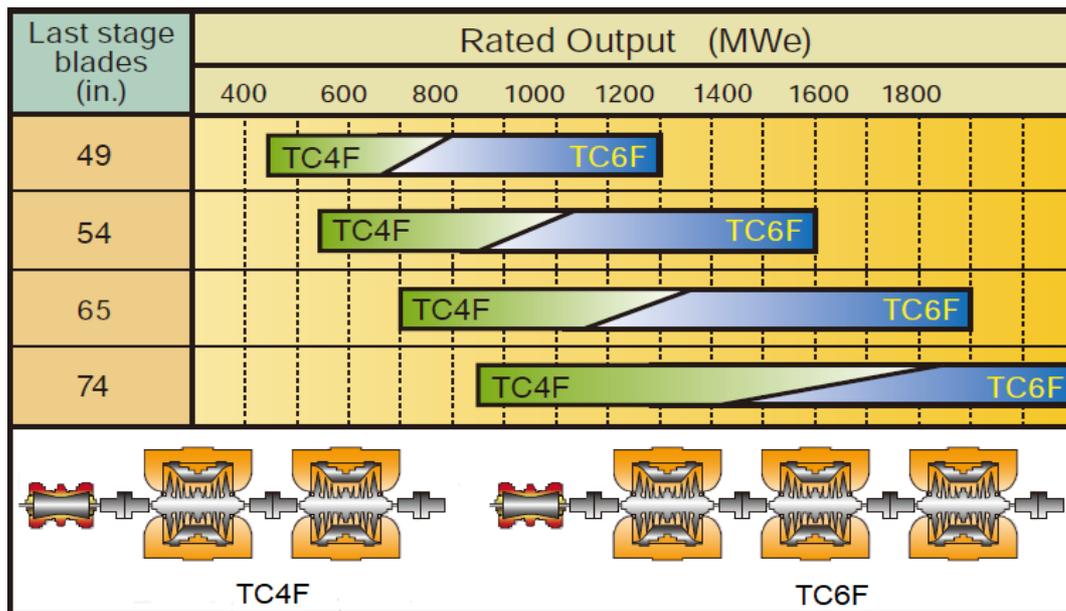


**Figura 3-6. Digrama h-s de la expansión en un ciclo Rankine de una central térmica y de una central nuclear.**

Como consecuencia de que el salto entálpico (o salto de presiones) es menor en las turbinas de centrales nucleares, sólo existen dos cuerpos a diferentes presiones, denominados normalmente de alta y baja presión. El número por tanto es inferior a los tres cuerpos diferentes que se usan en centrales térmicas (o cuatro si hay doble sobrecalentamiento). Por otra parte, un mayor gasto implica que todos los cuerpos de turbina sean de doble flujo y que se usen más de un cuerpo de baja presión.

De esta forma, la turbina de vapor que se utiliza en centrales nucleares está compuesta por un cuerpo de alta de presión, mientras que el número de cuerpos de baja presión suele estar comprendido entre dos y tres [60] [61]. No obstante, algunos fabricantes como TVO utilizan cuatro cuerpos de baja presión [62]. En la **Figura 3-7** se puede apreciar como el número de cuerpos de baja presión que presenta la turbina depende de la potencia eléctrica de la central nuclear.

Por otra parte, se observa como en muchos casos, para una misma potencia eléctrica de la planta, tanto la opción de dos cuerpos de baja como la de tres son posible. Esto se debe a que la longitud del último escalonamiento es mayor para el caso de dos cuerpos de baja que para el de tres. Dicho en otras palabras, una misma potencia eléctrica se puede proporcionar con una turbina que tenga dos cuerpos de baja presión de mayor tamaño o con tres cuerpos de baja presión con menor tamaño.

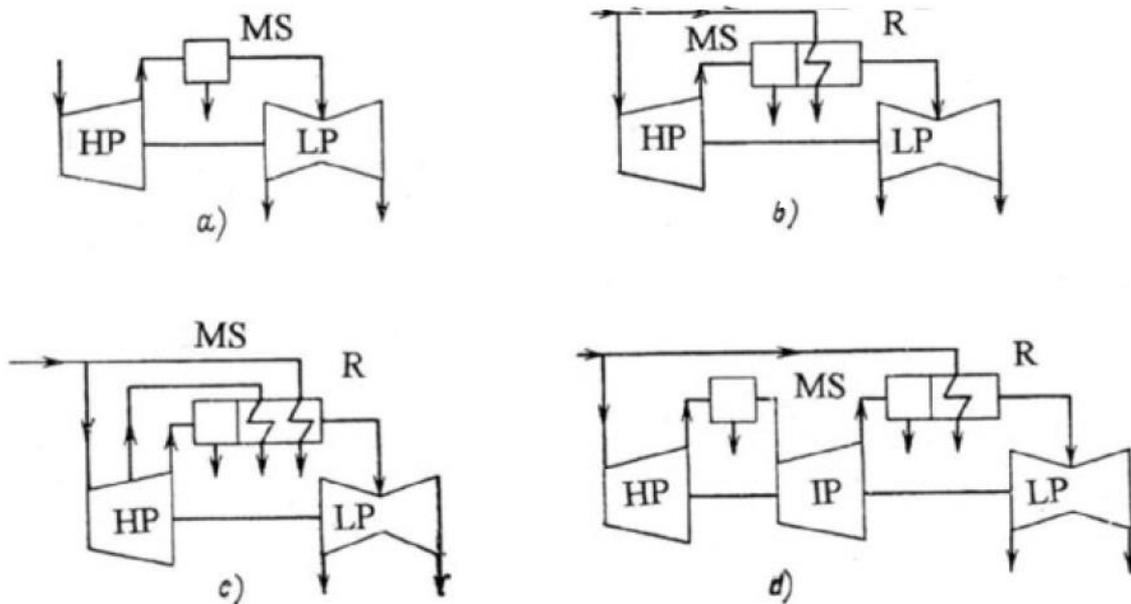


**Figura 3-7.** Cuerpos de turbina de baja presión en turbinas de centrales nucleares. Coortesía de Mitsubishi Hitachi.

Otra notable diferencia entre el ciclo Rankine de una central térmica y el de una central nuclear lo constituye la forma con la que se realiza el recalentamiento intermedio, es decir, el aporte de calor que se produce a la salida del cuerpo de alta presión. De esta forma, mientras que en centrales térmicas este aporte se realiza en la caldera, en el ciclo Rankine de una central nuclear se realiza utilizando directamente vapor vivo.

Por otro lado, en centrales nucleares, a diferencia de lo ocurre en centrales térmicas (y como puede observarse en la **Figura 3-6**), a la salida del cuerpo de alta presión se tiene una mezcla bifásica de agua y vapor. Por esta razón, en centrales nucleares es necesario extraer el agua saturada de la corriente bifásica antes de realizar el recalentamiento intermedio. Esta acción se realiza en unos equipos que se denominan separadores de humedad (*moisture separator*) que se conocen con las siglas MS. Estos equipos suelen tener forma cilíndrica con un diámetro comprendido entre los 4 y 6 metros y una longitud comprendida entre los 15 y 20 metros.

Después de retirar la humedad (punto C de la **Figura 3-6**), se realiza el recalentamiento intermedio, (punto E de la **Figura 3-6**). El recalentamiento intermedio se realiza en un cambiador que se suele representar con la letra R. Las diferentes configuraciones con las que se realiza el recalentamiento intermedio se pueden apreciar en la **Figura 3-8** [63]. La configuración d), por el hecho de incluir un cuerpo de turbina de media presión, y la configuración a), por el hecho de no presentar recalentamiento intermedio, son las configuraciones menos comunes. La diferencia entre la configuración c) y b) es que en la primera el aporte de calor de calor se realiza en dos intercambiadores trabajando en paralelo con respecto al vapor vivo y en serie con respecto a la corriente principal y en la segunda configuración el aporte de calor se lleva a cabo en un solo cambiador.



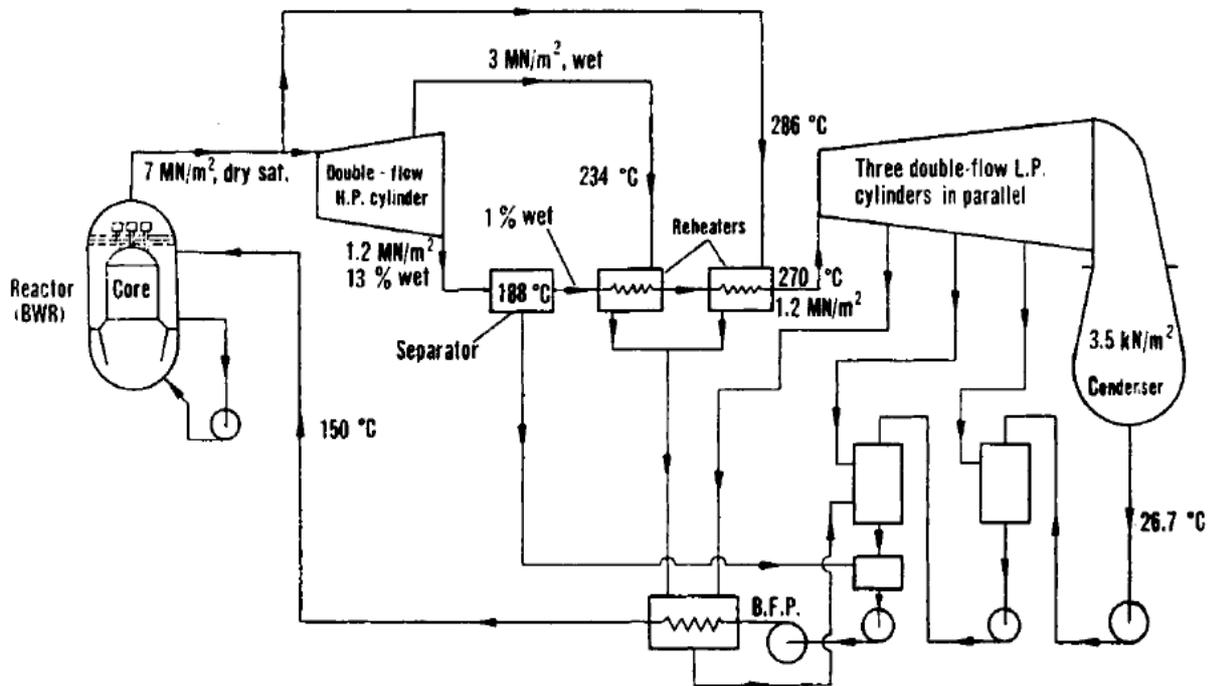
*Figura 3-8. Diferentes configuraciones en ciclos Rankine de centrales nucleares.*

### 3.3 Ciclo de Rankine para diferentes tipos de centrales nucleares

Una vez que se han descrito las características principales del ciclo Rankine de una central nuclear se procede a presentar esquemas del ciclo Rankine completo en función del tipo de reactor utilizado. De esta forma, se expondrán las configuraciones típicas del ciclo Rankine para los reactores más utilizados, es decir, para centrales nucleares que presentan reactores de agua en ebullición, de agua a presión y de agua pesada. Siempre que se pueda, se expondrán ejemplos de centrales reales que están en operación a día de hoy.

#### 3.3.1 Centrales nucleares de agua en ebullición

En la *Figura 3-9* [64], se aprecia el layout de una central nuclear de agua en ebullición. Concretamente esa figura corresponde a la central de Oyster Creek. Esta central se encuentra situada en la ciudad de Lacey, en EEUU, que empezó a construirse en diciembre de 1964 y trabajó a plena carga por primera vez en diciembre de 1969. Dicha central tiene un reactor que genera una potencia térmica de 1930 MWt. La potencia eléctrica de la central es de 619 MWe.



*Figura 3-9. Esquema de una central nuclear de agua en ebullición de 619 MWe.*

#### 3.3.2 Centrales nucleares de agua pesada

En la imagen de la *Figura 3-10* [44] puede verse la configuración que presenta una central nuclear que trabaja con reactor de agua pesada, concretamente con un reactor CANDU 6. Este modelo de reactor está implantado a día de hoy en varios países como Corea del Norte, China o Canadá. Estos reactores generan una potencia térmica del orden de 2100 MWt y se integran en centrales nucleares que desarrollan potencias eléctricas del orden de 600 MWe.

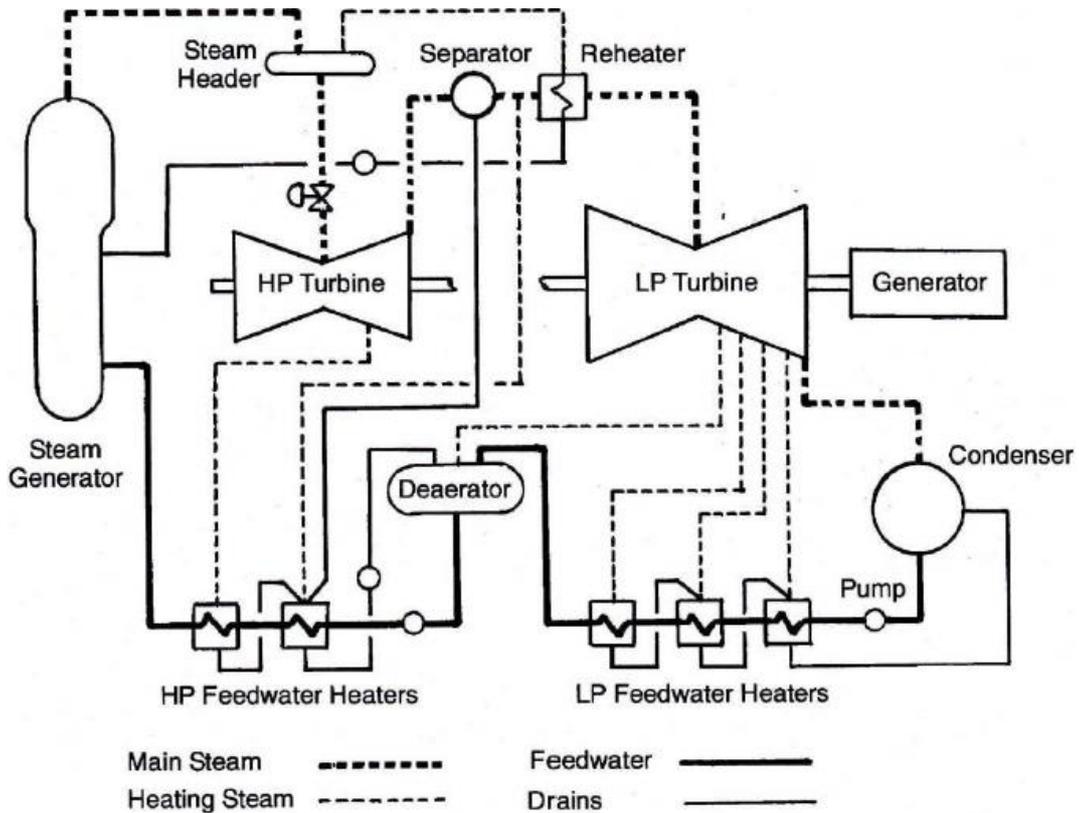


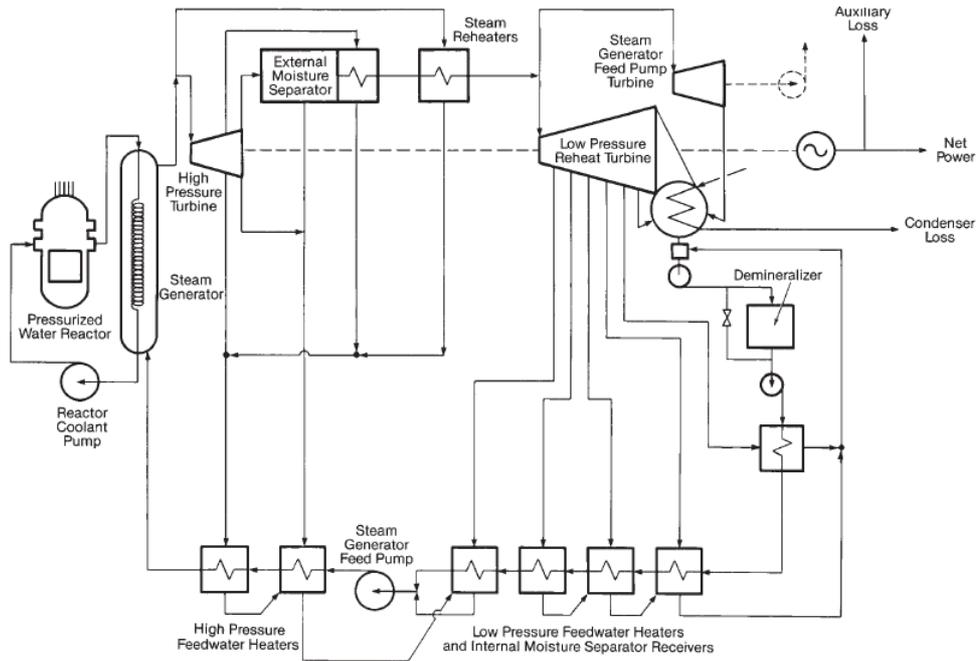
Figura 3-10. Esquema de una central nuclear de agua pesada de 600 MWe.

### 3.3.3 Centrales nucleares de agua a presión

Finalmente [65], cuando la central nuclear trabaja con un reactor de agua a presión, se puede decir que el ciclo Rankine incorpora generalmente un número de precalentadores de baja presión (*Low pressure feedwater heater*) comprendido entre 2 y 3 y un número de precalentadores de alta presión (*High pressure feedwater heater*) comprendido entre 3 y 4. Los precalentadores de alta son los que calientan el agua de alimentación al reactor con una extracción de vapor de la turbina de alta presión, del separador de humedad o del recalentador mientras que los precalentadores de baja presión son los que calientan el agua de alimentación al reactor con extracciones del cuerpo de baja presión de la turbina.

Además, en el Ciclo Rankine suele haber también un desaireador (*deaerator*). El objetivo de este equipo es el de eliminar gases diferentes al vapor de agua (principalmente oxígeno) que hayan podido entrar en la corriente de vapor. Esta penetración de gases se produce en zonas donde la presión del vapor de agua es inferior a la atmosférica (por ejemplo en el condensador) y este gradiente de presiones ocasiona que parte de los gases que hay presentes en el ambiente entren al circuito de vapor que compone el ciclo Rankine.

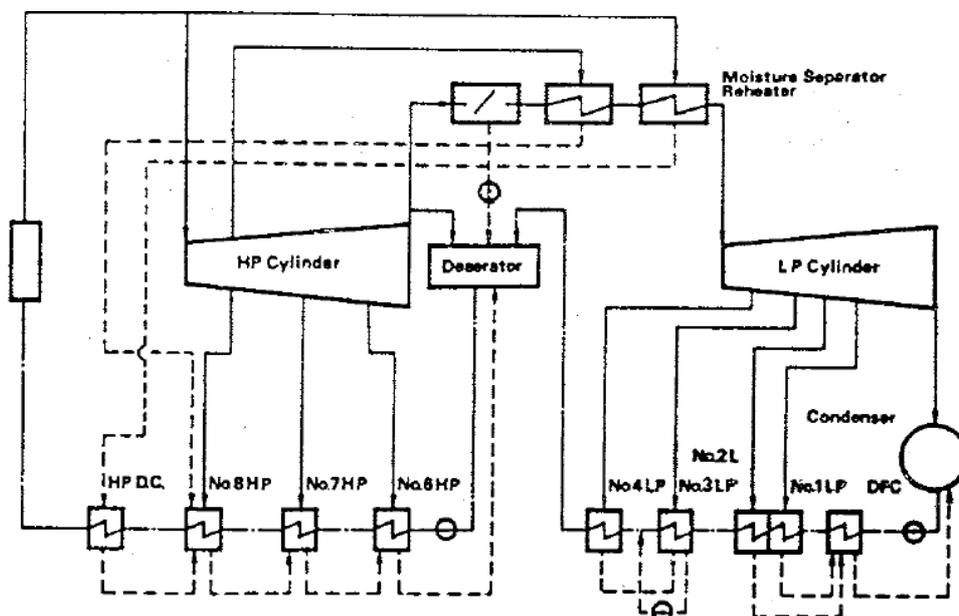
Un esquema de una central que utiliza un reactor de agua a presión es el que aparece en la **Figura 3-11** [66]. Se observa en dicha figura como hay un total de 2 precalentadores de alta y 4 precalentadores de baja. En estas centrales la bomba principal no es alimentada por un motor eléctrico, sino que la bomba es movida por una turbina que expande una parte del vapor que sale del recalentador de humedad (ver **Figura 3-11**). Esto se hace debido a que esta bomba mueve un gran caudal y proporciona una diferencia de presiones elevada, por lo que la potencia que consumiría el motor eléctrico que mueve la bomba sería bastante alta, y de esta forma el motor consumiría una parte considerable de la potencia eléctrica generada en la turbina.



**Figura 3-11.** Esquema típico de una central nuclear de agua a presión.

El número de precalentadores de baja presión óptimo depende principalmente de la presión de recalentamiento (*reheat pressure*). Esta presión es la presión a la que sale el vapor del cuerpo de alta presión. De esta forma, cuanto menor es la potencia eléctrica de la turbina, menor suele ser la presión de recalentamiento. Por otro lado, a medida que disminuye la presión de recalentamiento, resulta ventajoso aumentar el número de precalentadores de baja presión. Por el contrario, a medida que aumenta la potencia eléctrica de la turbina se reduce el número de precalentadores de baja presión [65].

A modo de ejemplo, cada una de las turbinas de la central de Daya Bay (asociada cada una a los reactores Daya Bay-1 y Daya Bay-2) generan una potencia eléctrica de unos 950 MWe, y cada ciclo Rankine sólo utiliza un total de dos precalentadores de baja presión. Por otro lado, cada una de las dos turbinas de la central de Sizewell B (el reactor genera vapor para dos ciclos Rankine que trabajan en paralelo) generan una potencia de unos 600 MWe, y el ciclo Rankine asociado a cada turbina utiliza un total de cuatro precalentadores de baja presión. En la **Figura 3-12** y la **Figura 3-13** se observa el layout de ambas centrales nucleares [67].



**Figura 3-12.** Esquema de la central nuclear de Sizewell B.

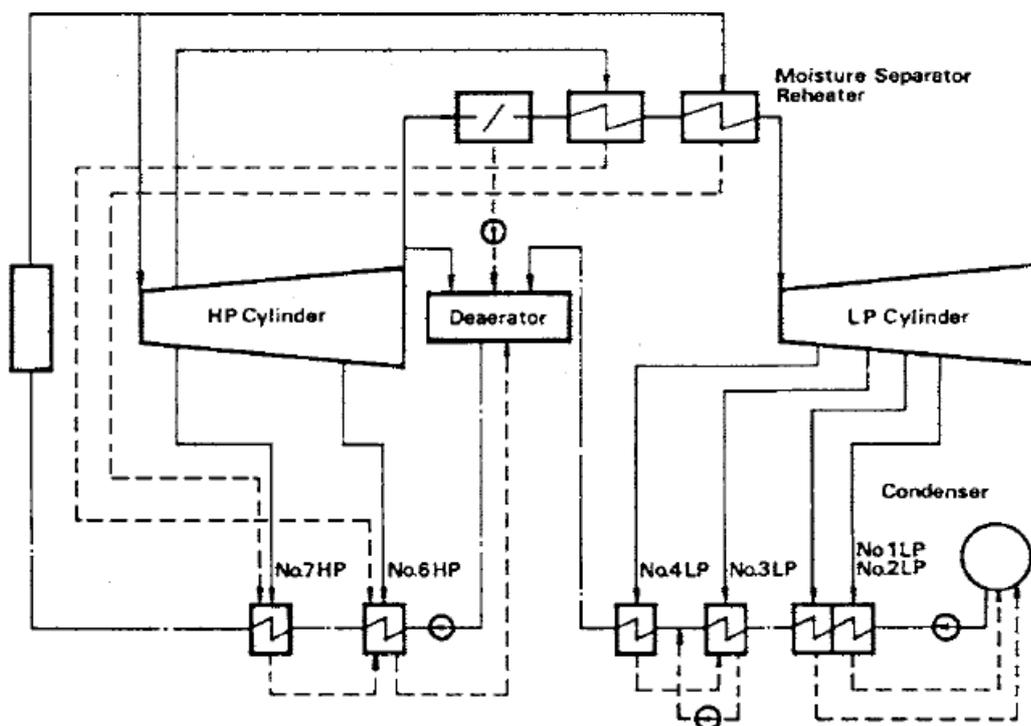


Figura 3-13. Esquema de la central nuclear de Daya Bay.



# 4 MODELADO Y RESULTADOS

---

*Todos los residuos generados en una central nuclear durante un año se pueden almacenar debajo de un pupitre.*

*- Ronald Reagan -*

El objetivo de este capítulo es modelar una central nuclear de 1100 MWe. Dado que las centrales de agua a presión constituyen cerca de dos tercios del total de las centrales nucleares, se modelará una central nuclear basada en un reactor de este tipo. De esta forma, el modelo generado se basará en la central de Donald Cook. Para llevar a cabo el modelo se estimará una serie de parámetros. A continuación, se definirán las ecuaciones que constituyen el modelo. Después se analizarán los resultados obtenidos. Finalmente, se estudiará el efecto de algunos parámetros en el funcionamiento de la central.

## 4.1 Parámetros necesarios para la elaboración del modelo

En este capítulo se establecerá cual es layout de una central de agua a presión que genera una potencia eléctrica concreta del orden de los 1100 MWe. Además, se determinará el valor de presión, temperatura y entalpía de cada una de las corrientes que conforman la central que se quiere modelar (capítulo 4.1.2). Para llevar a cabo dicha tarea se llevarán a cabo una serie de hipótesis. Por otro lado, se estimará la cantidad de combustible que requiere una central de este tipo (capítulo 4.1.2).

En primer lugar se procede a presentar el layout de tres centrales nucleares reales de agua a presión de una potencia del orden de los 1100 MWe. La primera de ellas es la central nuclear de *Sanmen*. Esta central incorpora dos reactores AP-1000 desarrollados por Westinghouse y genera una potencia eléctrica de 1157 MWe con cada uno. La segunda central es la de *Wolf Creek*, que desarrolla una potencia eléctrica de 1190 MWe. Por último, la tercera central es la de *Donald Cook*, cuyo segundo reactor se integra en un ciclo de Rankine que genera una potencia eléctrica de 1077 MWe.

Se observa como las tres centrales presentan configuraciones parecidas (ver Figura 4-1 [68] Figura 4-2 [69] Figura 4-3 [70]). No obstante, el modelo se basará concretamente en el layout que presenta una de ellas, en este caso en el de la central de Donald Cook



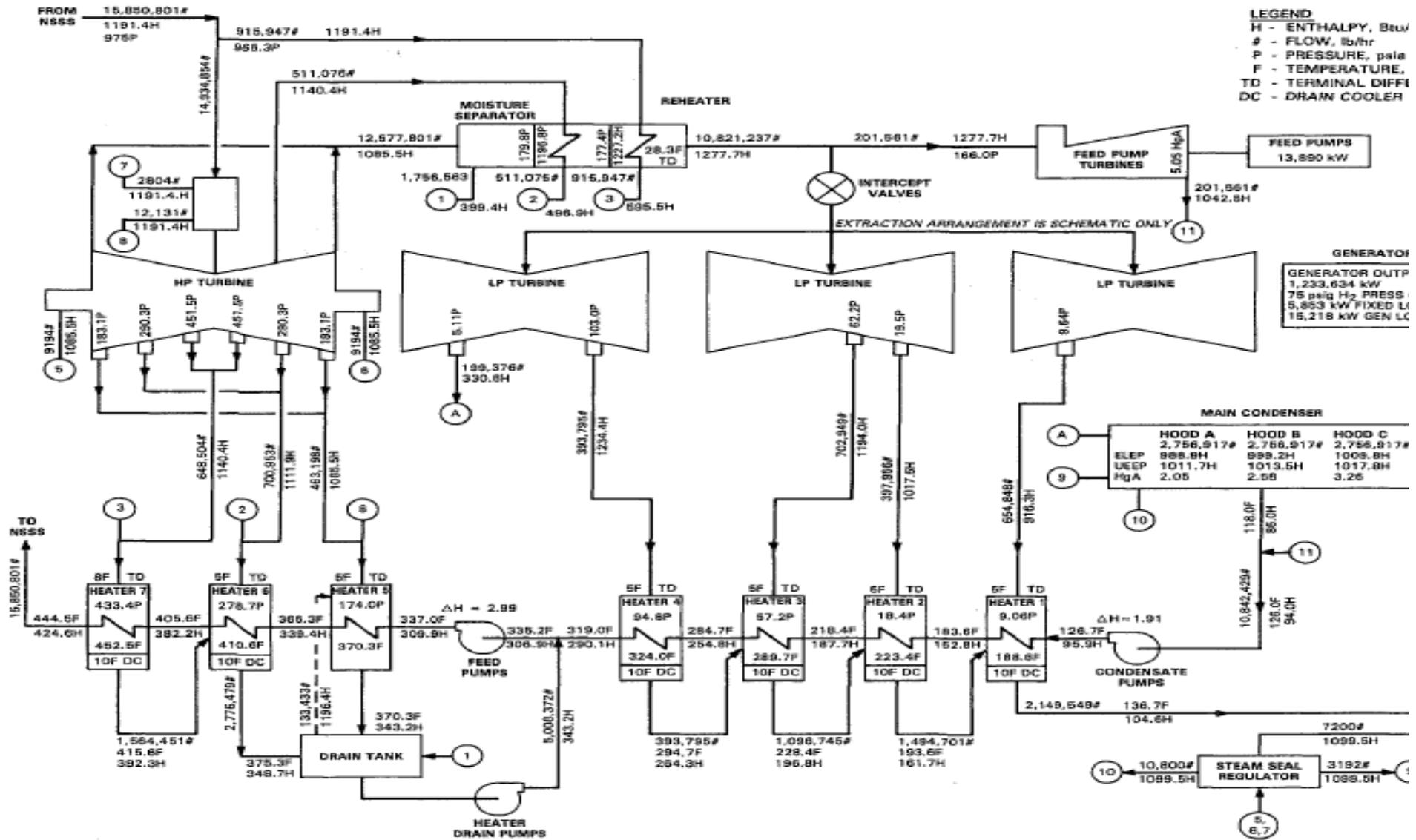


Figura 4-2. Esquema de la central nuclear de Wolf Creek.

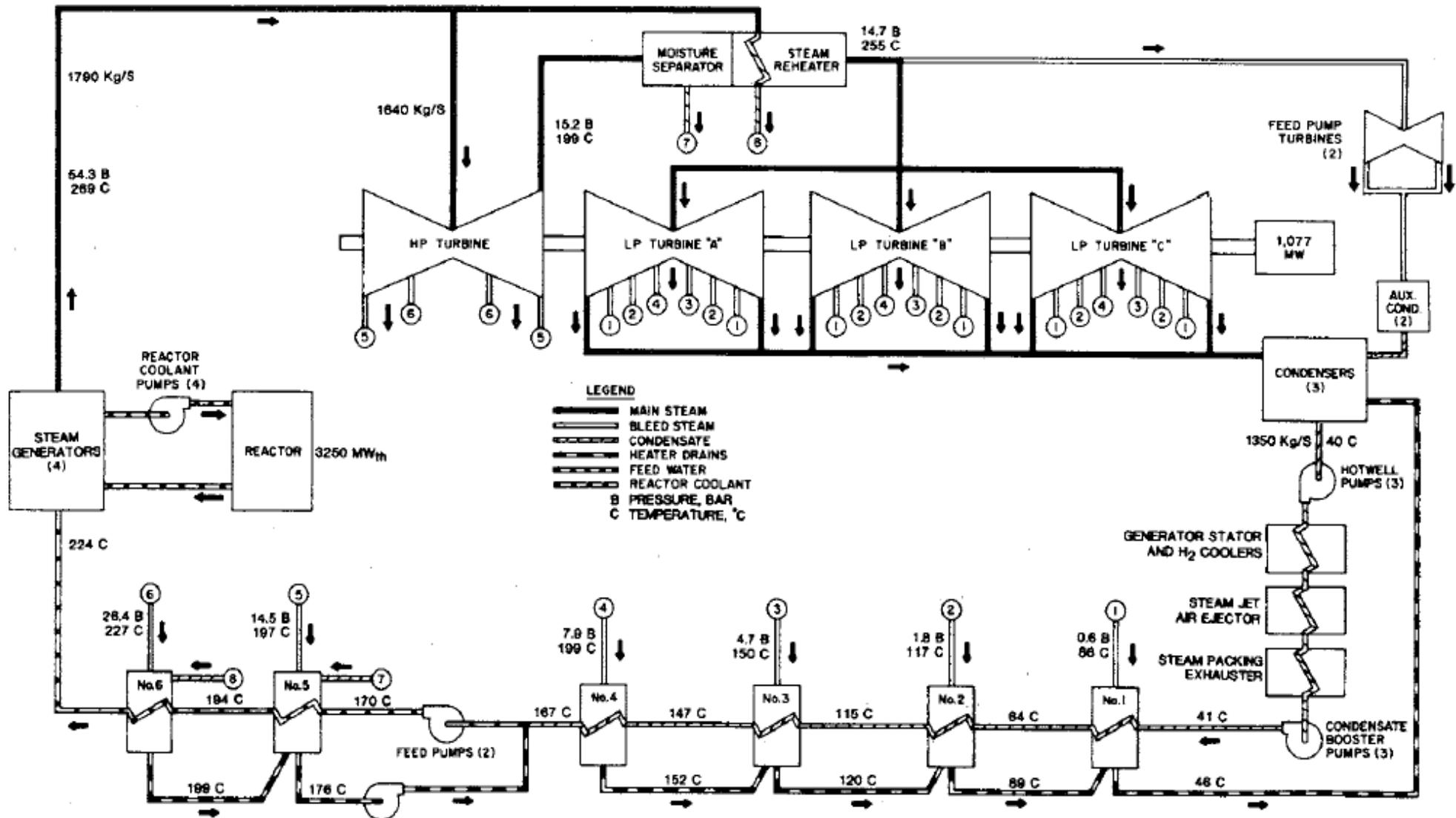


Figura 4-3. Esquema de la central nuclear de Donald Cook.

#### 4.1.1 Cálculo de la masa de combustible

Una vez que se ha determinado cual es el layout de la planta que se quiere modelar, se procederá a estimar cuanto es la cantidad de combustible que consume el reactor. Para ello se hace uso de lo que se conoce como grado de quemado (*burn-up*). El grado de quemado de un reactor es el cociente entre la energía térmica que produce el reactor y la masa de combustible que necesita para producir dicha energía. De esta forma, un reactor que genere una potencia térmica de 3000 MWt en el que haya 100 toneladas de combustible durante un periodo de 1000 días tendrá el siguiente grado de quemado:

$$BU = \frac{3.000 \text{ MWt} * 1.000 \text{ d}}{100 \text{ t}} = 30.000 \frac{\text{MWd}}{\text{t}}$$

El grado de quemado de un reactor de agua a presión está comprendido entre 30.000 y 50.000 MWd/t. Se supondrá que la central que es objeto de estudio presenta un grado de quemado de 40.000 MWd/t. Además, es una medida de la eficiencia del reactor, es decir, a mayor grado de quemado, mayor cantidad de energía térmica es capaz de generar un reactor para la misma cantidad de combustible. La cantidad de combustible total que presenta un reactor se puede calcular con la siguiente expresión [76]:

$$W = \frac{Q * D * N_b}{BU} \quad (17)$$

Dónde:

W: masa total de combustible en el reactor (t)

Q: potencia térmica del reactor (MW)

D: longitud del ciclo de operación (d)

N<sub>b</sub>: número de lote de recarga

BU: grado de quemado (MWd/t)

La potencia térmica del reactor de la central de Donald Cook es de 3468 MWt [23]. La longitud del ciclo de operación es igual al tiempo comprendido entre una recarga de combustible y la siguiente. La longitud del ciclo de operación suele ser de 12, 18 o 24 meses, siendo 18 meses el valor que presentan la mayoría de reactores, por lo que se supondrá que la central que va a modelar se recarga con dicha frecuencia.

Por otra parte, cada vez que se hace una recarga de combustible en el reactor, sólo una parte de este es reemplazado. De esta forma el combustible fresco sustituye sólo a aquel que ha estado más tiempo en el reactor. De esta forma, cuando se hace una recarga de combustible, sólo se sustituye la mitad, un tercio o la cuarta parte del combustible total del reactor, siendo el valor de un tercio el más común. El número de lote de recarga que aparece en la ecuación (17) no es mas que el inverso de la fracción de combustible que se cambia en cada recarga. Así, un reactor que sustituye la cuarta parte de su combustible en cada recarga presenta un número de lote de recarga de 4. Se supondrá que la central que va a modelar trabaja con un número de lote de recarga de 3.

Se puede observar como el producto entre la longitud del ciclo de operación (D) y el número de lote de recarga (N<sub>b</sub>) no es mas que el tiempo total que pasa el combustible dentro del reactor. A modo de ejemplo, en una central en la que el combustible se sustituya cada 12 meses y que trabaje con un número de lote de recarga de 4 (en cada recarga se sustituye la cuarta parte del combustible) cada barra de combustible estará un total de 48 meses dentro del reactor antes de ser reemplazada.

Finalmente, con ayuda de la ecuación (17), se puede decir que la masa de combustible que presenta la central que se quiere modelar es:

$$W = \frac{3.468 \text{ MW} * \left(18 \text{ mes} * \frac{30 \text{ d}}{1 \text{ mes}}\right) * 3}{40.000 \text{ MWd/t}} = 136 \text{ t}$$

Una vez que se ha calculado la masa total de combustible que hay en el reactor, el gasto másico de combustible se calcula dividiendo la masa total de combustible entre el periodo de tiempo que está el combustible en el reactor:

$$\dot{W} = \frac{W}{D * N_b} = \frac{136 \text{ t}}{18 \text{ mes} * 3} = 2,5 \frac{\text{t}}{\text{mes}} = 30,1 \frac{\text{t}}{\text{año}}$$

#### 4.1.2 Cálculo del estado de las corrientes del ciclo Rankine

A continuación, se va a definir la entalpía en los diferentes puntos de ciclo de Rankine. La entalpía de una sustancia pura (como es el agua) queda definida si se conoce la presión y la temperatura siempre que no se encuentre en estado bifásico (ya que presión y temperatura no son independientes). En estado bifásico, la entalpía se puede definir (por ejemplo) si se conoce la presión y el título de vapor.

De esta forma, se usarán los valores proporcionados en la o en dicha figura el punto correspondiente al vapor vivo (salida del generador de vapor) no tiene asignado ningún número, se le asignará el número cero. Análogamente, al punto correspondiente con la entrada al generador de vapor, se le asignará el número diez. En el punto cero, se observa cómo se especifica una presión de 54,3 bar y una temperatura (269°C) que se corresponde con la temperatura de vapor a esa presión. Por tanto, para conocer la entalpía es necesario definir el título de vapor. En este punto, como se definió en la sección 2.2.1, el vapor sale prácticamente como vapor saturado con un título es de un 99,9%.

Ahora se va a definir la entalpía de las diferentes corrientes que salen de la turbina de alta presión. Hay un total de tres. La primera corriente (número 6) sale a una presión de 26,4 bar y es enviada al último precalentador de alta presión (denominado número 6). La segunda corriente sale a una presión de 15,2 bar y es la que se envía al separador de humedad. Como esta corriente no tiene asignado número, se le llamará a partir de ahora como once. Por último, otra corriente (numero 5) sale a una presión de 14,5 bar y es enviada al primer precalentador de alta presión (denominado número 5). Se puede observar como en cualquiera de estos tres puntos, la temperatura que aparece en la figura se corresponde con la de vapor para cada una de las diferentes presiones. Por tanto, para definir la entalpía de cada una de las corrientes 6, 11 y 5 se hará uso de la eficiencia isentrópica de la turbina.

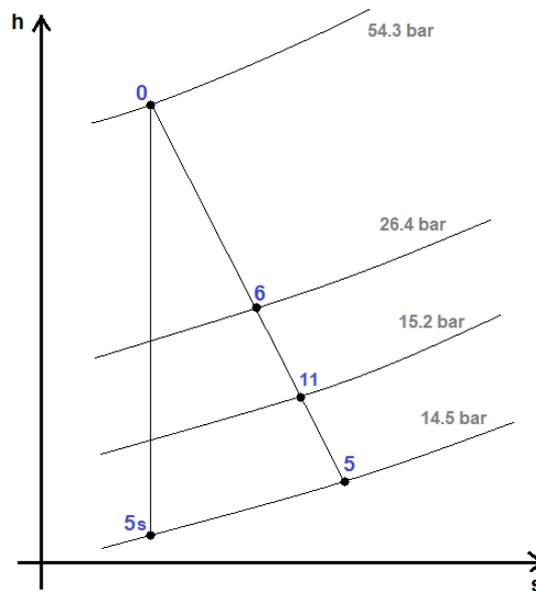
La eficiencia de la turbina se define como el cociente entre trabajo real que se extrae de la expansión del fluido y el trabajo máximo que se podría extraer si la expansión se realizara de manera isentrópica. El rendimiento isentrópico es diferente para cada cuerpo de la turbina. Además, en el caso de centrales térmicas, como el título de vapor a la salida de la turbina es más alto que en centrales nucleares, el rendimiento isentrópico de la turbina también suele ser más alto. Valores típicos del rendimiento isentrópico para cada una de los diferentes cuerpos de turbinas de vapor utilizadas en centrales térmicas y nucleares se pueden observar en la **Tabla 4-1**.

Central térmica		Central nuclear	
alta presión	86 - 92 %	alta presión	82 %
media presión	89 - 94 %	baja presión	85 - 87 %
baja presión	90 - 91 %		

**Tabla 4-1. Valores típicos de rendimiento isentrópico [63].**

Como se comentó anteriormente, el punto cero (vapor vivo) estaba definido por la presión y el título de vapor, por lo que también se puede conocer su entropía. Por tanto, la entropía del punto 5s es igual a la del punto 0 (ver **Figura 4-4**). La entalpía del punto cinco se puede conocer a partir de su entropía (igual a la del punto 0) y su presión (14,5 bar). Finalmente, conociendo el valor del rendimiento isentrópico de la turbina de alta presión (que se fija como 0,82 en la **Tabla 4-1**) y la entalpía en los puntos 0 y 5s se puede conocer la entalpía del punto 5 utilizando la definición del rendimiento isentrópico:

$$\eta_{HP} = \frac{W_{real}}{W_{ideal}} = \frac{h_{10} - h_5}{h_{10} - h_{5s}} \quad (18)$$



**Figura 4-4. Diagrama de molier de la turbina de alta presión. Fuente: elaboración propia.**

Todos los cálculos realizados hasta este momento se pueden hacer utilizando por ejemplo el programa EES (Engineering Equation Solver) introduciendo el siguiente código:

$$h_0 = \text{Enthalpy}(\text{Steam}; P = 54,3; x = 0,999)$$

$$s_0 = \text{Entropy}(\text{Steam}; P = 54,3; x = 0,999)$$

$$s_5 = s_0$$

$$h_{5s} = \text{Enthalpy}(\text{Steam}; P = 14,5; s = s_5)$$

$$0,82 = \frac{h_0 - h_5}{h_0 - h_{5s}}$$

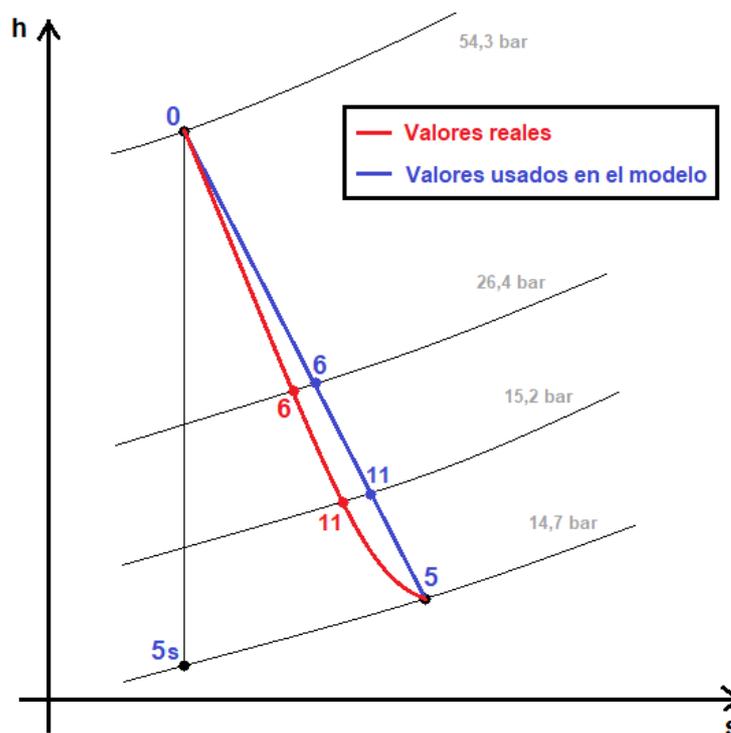
Para calcular la entalpía de los puntos 6 y 11 se puede hacer de dos formas, gráfica y analíticamente. La forma gráfica consiste en utilizar el diagrama de Mollier (ver **Figura 4-4**). De esta forma, la posición del punto 6 dentro del diagrama de Mollier se obtiene como la intersección entre la línea de presión constante del punto 6 (es decir, 26,4 bar) y la línea (isentrópica) que une el punto 0 y el punto 5. Conocida la posición del punto 6 en el diagrama de Mollier, se conoce su entalpía leyendo el eje de ordenadas. El punto 11 se haría exactamente igual que el 6 variando únicamente la línea de presión constante (que ahora sería de 15,2 bar). Por otro lado, para calcular la entalpía del punto 6 (por ejemplo) de manera analítica utilizando EES habría que utilizar el siguiente código:

$$\frac{(h_0 - h_5)}{(s_0 - s_5)} = \frac{(h_0 - h_6)}{(s_0 - s_6)} \quad (19)$$

$$h_6 = \text{Enthalpy}(\text{Steam}; P = 26,4; s = s_6) \quad (20)$$

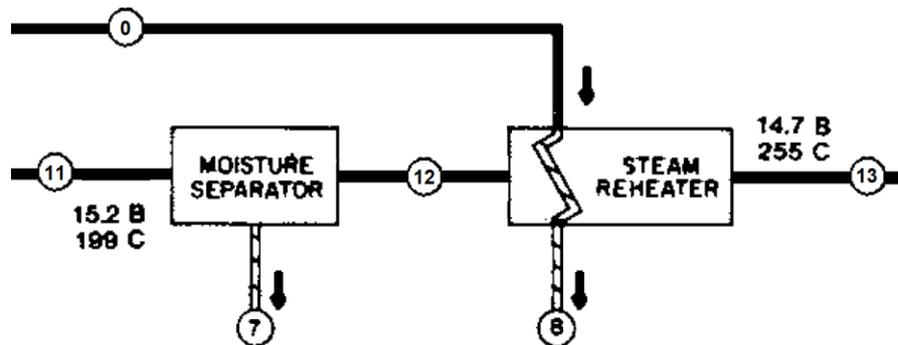
De esta forma, se constituye un sistema de ecuaciones formado por dos ecuaciones (19 y 20) y dos incógnitas ( $h_6$  y  $s_6$ ). La entalpía de la corriente 11 se calcularía de forma análoga a como se hace para el punto 6. Si se quiere ver el código asociado al cálculo de la entalpía del punto 11 consultar el Anexo.

Tanto en el método gráfico como en el método analítico se está realizando la hipótesis de que la línea de expansión del cuerpo de alta presión, es decir la que une los puntos de entrada y salida a la turbina (une los puntos 0 y 5 en la **Figura 4-4**), es una línea recta. Esto es una simplificación de lo que ocurre en la realidad, ya que realmente el rendimiento de los últimos escalonamientos es menor (debido principalmente al mayor contenido de humedad del vapor), lo que supone que la línea recta se vaya curvando a medida que el fluido avanza por la turbina (como se puede apreciar en la **Figura 4-5**). Esto supone que el valor de las entalpías de los puntos asociados a las extracciones intermedias de la turbina (puntos 6 y 11) se están calculando con un ligero exceso sobre el valor que tendría en el proceso real.



**Figura 4-5. Diagrama de Mollier: expansión real y expansión como línea recta. Fuente: elaboración propia.**

Una vez definida la entalpía de las diferentes corrientes asociadas a la turbina de alta presión, se definirán las entalpías de las corrientes asociadas al separador de humedad y al recalentador. De esta forma, se generará una nueva corriente (que se denotará con el número 12) que será la corriente que sale del separador de humedad para dirigirse hacia el recalentador (*steam reheater*). Por otra parte, la corriente que sale del recalentador para ser enviada a la turbina de baja presión se denotará como la corriente 13. Un esquema que representa estas diferentes corrientes es el que se puede apreciar en la **Figura 4-6**.



**Figura 4-6.** Nomenclatura de las diferentes corrientes asociadas al separador de humedad y recalentador. Fuente: elaboración propia a partir de [70].

como el vapor que sale de la turbina de alta presión para ser dirigido hasta la turbina de baja presión experimenta una pérdida de presión de 0,5 bar. No obstante, no se especifica cómo esta pérdida de presión se reparte entre cada uno de los dos equipos que atraviesa. Por tanto, dado que para las otras dos centrales nucleares de agua a presión del orden de 1100 MWe las que se disponen datos (**Figura 4-1** y **Figura 4-2**) tampoco se especifica cómo se distribuye la pérdida de presión entre los diferentes equipos, se supondrá que la pérdida de presión en el separador de humedad y el recalentador es la misma (0,25 bar en cada uno).

Como ya se ha estimado la presión a la que sale el vapor del separador de humedad, y se sabe que la corriente que sale por la parte inferior de este equipo sale como agua saturada, se puede conocer la entalpía de la corriente 7. Por otra parte, la corriente que sale por la parte superior de este equipo sale a esa misma presión pero no como vapor saturado, sino que arrastra un cierto grado de humedad. Un valor típico del título de vapor a la salida del separador de humedad en estos equipos cuando trabajan en centrales nucleares de agua a presión y con potencias similares a la que se está modelando es 99,5% [71].

Por otra parte, la corriente que sale del recalentador (corriente 13) lo hace a una temperatura superior a su temperatura de vapor, por lo que sale como vapor sobrecalentado. Este resultado es congruente con lo que se representa en el diagrama de la **Figura 3-6**. La entalpía de esta corriente se puede conocer porque es vapor saturado y se conoce su presión y temperatura.

Finalmente, la entalpía de la corriente que sale del recalentador para ser enviada al último precalentador (corriente 8) se podría calcular si se conociera el valor de presión y suponiendo que sale del recalentador como agua saturada. El valor de la presión de la corriente ocho no se especifica, por lo que se supondrá que no hay pérdida de presión en el recalentador (para esta corriente), es decir, que la presión en la corriente ocho es igual a la de la corriente cero. Otra manera de estimar la pérdida de presión podría haber sido suponer que la pérdida de presión que experimenta la corriente que entra en 0 y sale en 8 es igual a la que experimenta la otra corriente de vapor que atraviesa el equipo, es decir, 0,25 bar.

Por otro lado, como no se especifica en el layout de la planta que se ha cogido como base el valor del título del vapor de la corriente 8, en lugar de suponer que sale como agua saturada se utilizará el título de vapor que tiene esta misma corriente en la planta de Sanmen (ver **Figura 4-1**). En esta planta, el recalentador es de tipo doble, por lo que se calculará el título de la corriente de salida cada uno de los dos recalentadores y se comparará. El título de vapor se calcula como:

$$x = \frac{m_v}{m_v + m_l} \quad (21)$$

Donde  $m_v$  es igual a la masa (o caudal másico) de vapor saturado y  $m_l$  es igual a la masa (o caudal másico) de líquido saturado. De esta, forma, el título a la salida de los dos recalentadores de la central de Sanmen sería:

$$x_{\text{recalentador1}} = \frac{32.915 \text{ BTU/lb}}{(32.915 + 625.341) \text{ lb/h}} = 0,05$$

$$x_{\text{recalentador2}} = \frac{24.339 \text{ BTU/lb}}{(24.339 + 462.353) \text{ lb/h}} = 0,05$$

Se observa como en ambos recalentadores, el título de la corriente que sale para alimentar al tren de precalentadores es de 0,05. Por tanto, se elegirá este valor como el título de la corriente 8 de la central que se coge como base para el modelo. En resumen, si se usa EES el código que habría que utilizar para definir la entalpía de las corrientes 7, 8, 12 y 13 serían:

$$h_7 = \text{Enthalpy(Steam; P = 14,95; x = 0)}$$

$$h_{12} = \text{Enthalpy(Steam; P = 14,95; x = 0,995)}$$

$$h_8 = \text{Enthalpy(Steam; P = 54,3; x = 0,05)}$$

$$h_{13} = \text{Enthalpy(Steam; P = 14,7; T = 255)}$$

Ahora se calculará la entalpía de la corriente de salida de la turbina auxiliar (se denota como *feed pump turbine* en la

A esta corriente se le asignará el número 14. Como no se especifica el grado de humedad con el que sale el vapor de dicha turbina, se supondrá que el vapor sale con un título de vapor típico del 88%. Valores bajos del título de vapor implican un aumento de humedad en los últimos escalonamientos, lo que reduciría la vida útil de la turbina. Por otro lado, valores altos del título de vapor reducirían el salto entálpico y por tanto el trabajo específico de la turbina auxiliar por lo que sería necesario aumentar el gasto de vapor que expande la turbina auxiliar con lo que se reduciría el gasto de vapor que expande la turbina de alta presión reduciéndose así la potencia que genera la central.

La presión a la que sale el vapor de la turbina auxiliar, es igual a la presión del condensador más la pérdida de presión en el condensador auxiliar. Como esta pérdida de carga no se especifica, se supondrá nula. Finalmente, como se conoce la temperatura de condensación (ver

), y se supone que el vapor sale del condensador como agua saturada, la presión de condensación no es más que la presión de vapor a la temperatura de condensación. Si se denota como la corriente 16 la salida del condensador, la entalpía de las corrientes 14 y 16 se calcularían en EES como:

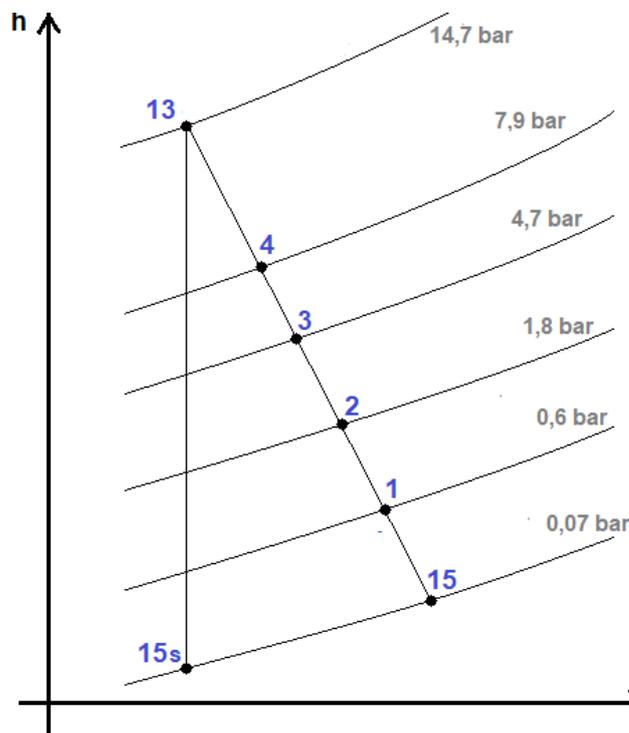
$$h_{16} = \text{Enthalpy}(\text{Steam}; T = 40; x = 0)$$

$$P_{16} = \text{Enthalpy}(\text{Steam}; T = 40; x = 0)$$

$$h_{14} = \text{Enthalpy}(\text{Steam}; P = P_{16}; x = 0,88)$$

Llegados a este punto, habría que calcular la entalpía de todas las corrientes que salen de los diferentes cuerpos de baja presión de la turbina. En base a lo que se expone en la **Tabla 4-1**, se elegirá un rendimiento isentrópico del 86%. La forma de trabajar sería exactamente igual a la que se llevó a cabo con la turbina de alta presión modificando únicamente el número de corrientes de salida, el valor de la presión de cada corriente de salida y el valor del rendimiento isentrópico. Por este motivo, el cálculo de la entalpía de estas corrientes no se expone en este capítulo, aunque se puede ver el código utilizado para llevar a cabo esta tarea en el Anexo.

El diagrama de Mollier de la turbina de baja presión se puede apreciar en la **Figura 4-7**. La corriente 15 se corresponde con la corriente que sale de la turbina de baja presión para ser conducida hasta el condensador.



**Figura 4-7.** Diagrama de molier de la turbina de baja presión. Fuente: elaboración propia.

En último lugar se va a definir la entalpía de las corrientes que conforman el tren de precalentamiento de ciclo de Rankine. En primer lugar, se observa que la central que se está modelando incorpora tres equipos y una bomba entre la bomba de condensación (*condensate booster pump*) y el condensador. Sin embargo, no se especifican datos para el cálculo de entalpías de las corrientes que conectan estos equipos. Dichos equipos tampoco aparecen en los diferentes layout de las otras dos centrales de las que se tienen datos. Por tanto, se supondrá que la salida del condensador alimenta directamente a la bomba de condensación, y esta a su vez al primer precalentador (ver **Figura 4-8**).

Como no se especifica en la central que se quiere modelar valores referentes a la pérdida de carga en los precalentadores, se supondrá que es nula (para todos los precalentadores y para las dos corrientes que atraviesan cada precalentador). Hay dos bombas principales en el ciclo de Rankine. Por un lado, está la bomba (o bombas) de condensación. Esta bomba lo que hace es aumentar la presión del agua que sale del condensador (que se encuentra a la presión de condensación) hasta una determinada presión (que se llamará a partir de ahora presión intermedia). Esta bomba se sitúa entre el condensador y el primer precalentador de baja presión. Por otro lado, está la bomba (o bombas) de alimentación (*feed pump*). Esta bomba aumenta la presión desde la presión intermedia hasta la presión final, es decir, hasta la presión de entrada al generador de vapor.

Dado que se ha supuesto que no hay pérdida de carga en los precalentadores de baja, la corriente que se está calentado en cada uno de estos equipos lo hace a la misma presión ya que recorre todos los precalentadores en serie. En otras palabras, la presión de las corrientes 1', 2', 3', 4' y 17 es la misma e igual a la presión intermedia (ver **Figura 4-8**). Análogamente, la presión de las Corrientes 5', 6' y 10 es la misma e igual a la presión de entrada al generador de vapor.

El valor de la presión de la corriente de agua que entra al generador se estimará a partir de la pérdida de carga en el generador. De esta forma, en el capítulo 2.2.1, se definió que la pérdida de presión para el circuito secundario de una central de agua a presión es del orden de unos 20 bar. Por tanto, si en la central que se está modelando, la presión de salida del generador es de 54,3 bar, la presión de entrada a este equipo debe ser de 74,3 bar aproximadamente.

Una vez que se ha estimado la presión final (es decir, la de entrada al generador de vapor) y que se sabe el valor de la presión de condensación (en concreto para la central que se está modelando se corresponde con 0,07 bar, que no es más que la presión de vapor a 40°C), el único valor de presión que no se conoce en la central es el de la presión intermedia. Como la central que se ha cogido como base para el modelo no proporciona este valor, se tomará el valor de la presión intermedia que presenta la central de Sanmen, por presentar esta el mismo número de precalentadores de alta y baja presión que la central que se quiere modelar. De esta forma, se estima el valor de la presión intermedia en 10,99 bar. c

Llegados a este punto, se puede conocer la entalpía de todas las corrientes que atraviesan los precalentadores en serie. A modo de ejemplo, la entalpía de la corriente 2' se calcularía conociendo que su presión es de 10,99 bar y que su temperatura es de 64°C (como se puede leer de la **Figura 4-8**). De la misma manera, la entalpía de la corriente 6 se puede obtener sabiendo su presión (74,3 bar) y su temperatura (194°C).

En último lugar, se obtendrán los valores de entalpía de las diferentes corrientes que salen de cada precalentador una vez que han cedido calor a la corriente que alimentará el generador de vapor. Estas corrientes se denotan la **Figura 4-8** con un número comprendido entre el uno y el seis seguidos del símbolo ''. Se puede observar en la **Figura 4-8** como el valor de la temperatura de cada una de estas corrientes viene especificado. Por tanto, se podrá el valor de cada una de las diferentes entalpías si se conoce el valor de la presión de cada corriente.

Así, como se ha supuesto que no hay pérdida de carga en los precalentadores, la presión a la salida del equipo es igual a la presión de la entrada. Por ejemplo, la presión de la corriente 2'' será igual a la de la corriente 2. En el caso de que el gasto de la corriente de salida sea igual a la suma de dos corrientes de entrada, como ocurre en los precalentadores de alta, el valor de la presión de la corriente de salida será siempre igual al menor valor de presión de las corrientes de entrada. De esta forma, en el último precalentador, la presión de la corriente 6'' será igual a la presión de la corriente 8, por ser la presión de la corriente 8 inferior a la de la corriente 6. El cálculo detallado de las diferentes entalpías se puede consultar en el Anexo.

Los últimos parámetros que se necesitan para poder implementar el modelo son el rendimiento mecánico de la turbina y de la bomba y el rendimiento eléctrico del generador. Se estimará el rendimiento mecánico de la turbina y de la bomba con valores típicos del 98% y 95% respectivamente. De la misma forma, el rendimiento eléctrico del generador se supondrá igual a 99% [71].

Nombre	Presión (bar)	Temperatura (°C)	Entalpía (kJ/Kg)	Estado
0	54,3	269	2788	mezcla bifásica (x = 99,9%)
1	0,6	86	2458	mezcla bifásica (x = 91,5%)
2	1,8	117	2604	mezcla bifásica (x = 95,6%)
3	4,7	150	2745	mezcla bifásica (x = 99,9%)
4	7,9	199	2828	vapor sobrecalentado
5	14,5	197	2590	mezcla bifásica (x = 89,7%)
6	26,4	227	2677	mezcla bifásica (x = 93,1%)
7	14,95	198,2	844,1	líquido saturado
8	54,3	269	1261	mezcla bifásica (x = 5%)
10	74,3	224	963,3	líquido subenfriado
11	15,2	199	2595	mezcla bifásica (x = 89,9%)
12	14,95	198	2782	mezcla bifásica (x = 99,5%)
13	14,7	255	2935	vapor sobrecalentado
14	0,07	40	2285	mezcla bifásica (x = 88%)
15	0,07	40	2216	mezcla bifásica (x = 85,2%)
16	0,07	40	167,5	líquido saturado
17	10,99	167	706,4	líquido subenfriado
18	10,99	169	7116,5	líquido subenfriado
1'	10,99	41	172,6	líquido subenfriado
2'	10,99	64	268,8	líquido subenfriado
3'	10,99	115	483,2	líquido subenfriado
4'	10,99	147	619,8	líquido subenfriado
5'	74,3	170	722,9	líquido subenfriado
6'	74,3	194	828,2	líquido subenfriado
1''	0,6	46	192,6	líquido subenfriado
2''	1,8	89	372,8	líquido subenfriado
3''	4,7	120	504	líquido subenfriado
4''	7,9	152	641,1	líquido subenfriado
5''	14,5	176	745,9	líquido subenfriado
6''	26,4	199	848,3	líquido subenfriado

**Tabla 4–2. Características de las diferentes corrientes de la central nuclear de Donald Cook. Fuente: elaboración propia.**

Finalmente, a modo de resumen, se exponen las principales hipótesis que se han llevado a cabo en cada uno de los diferentes equipos que constituyen la central nuclear:

- Eficiencia isentrópica en la turbina de alta presión: 0,82
- Eficiencia isentrópica en la turbina de baja presión: 0,86
- Título del vapor a la salida de la turbina auxiliar: 0,88
- Pérdida de carga en precalentadores (ambos fluidos): nula
- Pérdida de carga en el recalentador: 0,25 bar
- Pérdida de carga en el separador de humedad: 0,25 bar
- Título del vapor a la salida del separador de humedad: 0,05 bar
- Pérdida de carga en el condensador: nula
- Presión de descarga de la bomba de condensación: 10,99 bar
- Pérdida de carga en el generador de vapor (circuito secundario): 20 bar
- Grado de quemado del reactor: 40.000 GWd/t
- Longitud del ciclo de operación del reactor: 18 meses
- Sección del combustible repuesto en cada recarga: 1/3
- Rendimiento mecánico de la turbina: 98%
- Rendimiento mecánico de la bomba: 95%
- Rendimiento eléctrico del generador: 99 %

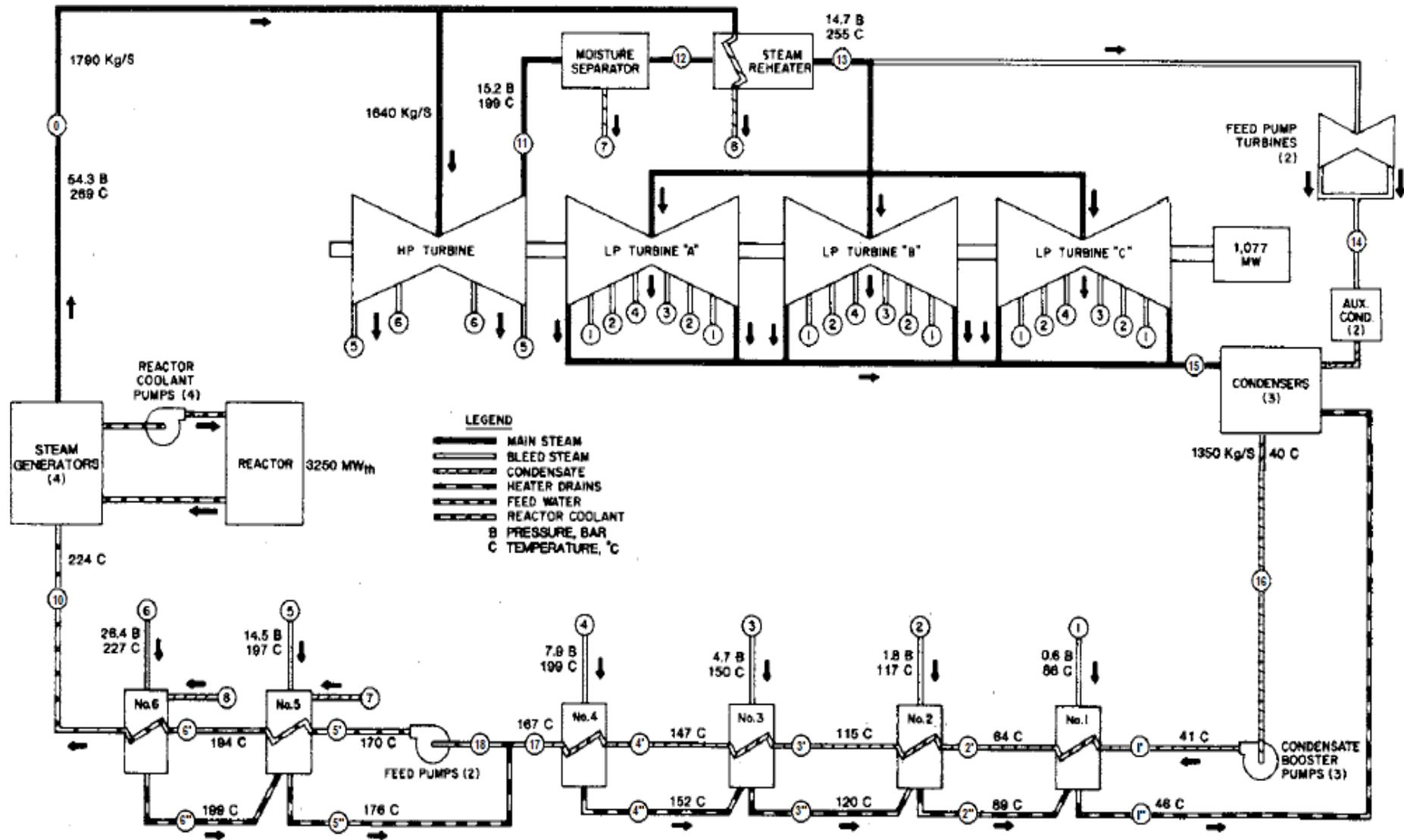


Figura 4-8. Nomenclatura de todas las corrientes del ciclo de Rankine de la central de Donald Cook

## 4.2 Ecuaciones que conforman el modelo y análisis de resultados

El objetivo de este capítulo es el de partiendo de los datos que se han presentado en la sección 4.1 establecer una serie de ecuaciones que permitan calcular el caudal que circula por cada de las corrientes que componen la planta (definidas en la *Tabla 4-2*). A continuación, se compararán los valores de caudal calculados con las datos de caudal reales que presenta la planta (ver *Figura 4-8*).

Dado que lo se quiere conocer es el valor del caudal en cada de las diferentes corrientes, lo primero que se hará será hacer un recuento del número de corrientes totales y de corrientes que son linealmente independiente. De esta forma, el número total de corrientes es de 30. Por otra parte, el número de corrientes mínimo cuyo valor de caudal es necesario conocer para poder calcular a partir de estas corrientes el valor de caudal de todas las demás es de 11. Estas corrientes serán las número 0, 1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 14 y 15. De esta forma, por ejemplo, el caudal de la corriente 10 será igual a de la corriente 0. Análogamente, el caudal de la corriente 6'' se podrá determinar si se conoce el caudal de las Corrientes 6 y 8. Por otro lado, de las 30 corrientes que constituyen la planta se conoce la entalpía de todas ellas (calculadas en el capítulo 4.1) a excepción de la corriente número 18. Este valor habrá que calcularlo dado que aparecerá en las ecuaciones que conformarán el modelo.

Como se quiere calcular un total de 11 caudales y un valor de entalpía, se tiene un total de 12 incógnitas. Por tanto, habrá que establecer un total de 12 ecuaciones. Estas ecuaciones serán seis balances de energía en cada uno de los precalentadores (ecuaciones 22, 23, 24, 25, 26 y 27), balance de energía el separador de humedad (ecuación 28), balance de energía en el recalentador (ecuación 29), balance de masa en la unión de corrientes que precede la bomba principal (ecuación 30), balance de materia en el condensador (ecuación 31), balance de potencia de equipos auxiliares (ecuación 32) y ecuación referente a la potencia eléctrica de la central (ecuación 33). Se tendría de esta forma el siguiente sistema de ecuaciones:

$$f_{22}(m_0, m_1, m_2, m_3, m_4, m_5, m_6, m_7, m_8) = 0$$

$$f_{23}(m_0, m_1, m_2, m_3, m_4, m_5, m_6, m_7, m_8) = 0$$

$$f_{24}(m_0, m_1, m_2, m_3, m_4, m_5, m_6, m_7, m_8) = 0$$

$$f_{25}(m_0, m_1, m_2, m_3, m_4, m_5, m_6, m_7, m_8) = 0$$

$$f_{26}(m_0, m_1, m_2, m_3, m_4, m_5, m_6, m_7, m_8) = 0$$

$$f_{27}(m_0, m_1, m_2, m_3, m_4, m_5, m_6, m_7, m_8) = 0$$

$$f_{28}(m_0, m_1, m_2, m_3, m_4, m_5, m_6, m_7, m_8) = 0$$

$$f_{29}(m_0, m_1, m_2, m_3, m_4, m_5, m_6, m_7, m_8) = 0$$

$$f_{30}(m_0, m_5, m_6, m_7, m_8, h_{18}) = 0$$

$$f_{31}(m_0, m_1, m_2, m_3, m_4, m_5, m_6, m_7, m_8, m_{14}, m_{15}) = 0$$

$$f_{32}(m_{14}, h_{18}) = 0$$

$$f_{33}(m_0, m_1, m_2, m_3, m_4, m_5, m_6, m_7, m_8, m_{14}, m_{15}) = 0$$

Para resolver el sistema de ecuaciones de una forma más intuitiva, se transformarán algunas de las incógnitas. Así, en todas las ecuaciones en las que aparece el caudal de una determinada corriente se dividirá este caudal entre el caudal que atraviesa el generador de vapor ( $m_0$ ). Al cociente entre el caudal que circula una determinada corriente y el caudal que atraviesa el generador de vapor se le llamará caudal adimensional y se le denotará con la letra  $\alpha$  seguida del número de la corriente en cuestión. Por ejemplo, para el caso de la corriente genérica  $i$ , el caudal adimensional de esta corriente se define como:

$$\alpha_i = \frac{m_i}{m_0} \quad 0 \leq \alpha_i \leq 1$$

Si se hace para todas las ecuaciones exceptuando la corriente que pasa por el generador de vapor en la ecuación 33 se tendría un sistema de ecuaciones de la siguiente manera:

$$g_{22}(\alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8) = 0$$

$$g_{23}(\alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8) = 0$$

$$g_{24}(\alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8) = 0$$

$$g_{25}(\alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8) = 0$$

$$g_{26}(\alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8) = 0$$

$$g_{27}(\alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8) = 0$$

$$g_{28}(\alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8) = 0$$

$$g_{29}(\alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8) = 0$$

$$g_{30}(\alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8, h_{18}) = 0$$

$$g_{31}(\alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8, \alpha_{14}, \alpha_{15}) = 0$$

$$g_{32}(\alpha_{14}, h_{18}) = 0$$

$$g_{33}(m_0, \alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8, \alpha_{14}, \alpha_{15}) = 0$$

Se tiene un sistema constituido por 12 ecuaciones y 12 incógnitas (que son  $m_0, h_{18}, \alpha_1, \alpha_2, \alpha_3, \alpha_4, \alpha_5, \alpha_6, \alpha_7, \alpha_8, \alpha_{14}$  y  $\alpha_{15}$ ). A continuación, se presentan cada una de las ecuaciones:

- Balance de energía en el precalentador No.1 (Ec. 22)

$$\begin{aligned} (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_1' + \alpha_1 * h_1 + (\alpha_2 + \alpha_3 + \alpha_4) * h_2'' &= \\ = (\alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3 + \alpha_4) * h_1'' + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_2' & \end{aligned}$$

- Balance de energía en el precalentador No.2 (Ec. 23)

$$\begin{aligned} (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_2' + \alpha_2 * h_2 + (\alpha_3 + \alpha_4) * h_3'' &= \\ = (\alpha_2 + \alpha_3 + \alpha_4) * h_2'' + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_3' & \end{aligned}$$

- Balance de energía en el precalentador No.3 (Ec. 24)

$$(1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_3' + \alpha_3 * h_3 + \alpha_4 * h_4'' = (\alpha_3 + \alpha_4) * h_3'' + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_4'$$

- Balance de energía en el precalentador No.4 (Ec. 25)

$$(1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_4' + \alpha_4 * h_4 = \alpha_4 * h_4'' + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{17}$$

- Balance de energía en el precalentador No.5 (Ec. 26)

$$1 * h_5' + \alpha_7 * h_7 + \alpha_5 * h_5 + (\alpha_6 + \alpha_8) * h_6'' = (\alpha_5 + \alpha_6 + \alpha_7 + \alpha_8) * h_5'' + 1 * h_6'$$

- Balance de energía en el precalentador No.6 (Ec. 27)

$$1 * h_6' + \alpha_8 * h_8 + \alpha_6 * h_6 = (\alpha_6 + \alpha_8) * h_6'' + 1 * h_{10}$$

- Balance de energía en el separador de humedad (Ec. 28)

$$(1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8) * h_{11} = \alpha_7 * h_7 + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{12}$$

- Balance de energía en el recalentador (Ec. 29)

$$(1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{12} + \alpha_8 * h_0 = \alpha_8 * h_8 + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{13}$$

- Balance de energía en la unión de corrientes que precede a la bomba principal (Ec. 30)

$$1 * h_{18} = (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{17} + (\alpha_5 + \alpha_6 + \alpha_7 + \alpha_8) * h_5''$$

- Balance de materia en el condensador (Ec. 31)

$$\alpha_{14} + \alpha_{15} + (\alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3 + \alpha_4) = (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8)$$

- Balance de potencia en equipos auxiliares (Ec. 32)

$$\alpha_{14} * (h_{13} - h_{14}) * \eta_{mT} = 1 * \frac{h_5' - h_{18}}{\eta_{mB}}$$

Esta ecuación impone que la potencia que se obtiene en la turbina auxiliar es igual a la potencia que consume la bomba principal considerando las pérdidas mecánicas entre el eje que une la turbina auxiliar con la bomba.

- Potencia eléctrica generada en la central (Ec. 33)

$$1077000 = m_0 * (W_{HP} + W_{LP}) * \eta_{mT} * \eta_{elect}$$

En la ecuación anterior, el término  $W_{HP}$  hace referencia al trabajo específico expresado en kJ/Kg del cuerpo de alta presión de la turbina. De forma análoga,  $W_{LP}$  representa el trabajo específico de la turbina de baja presión. El trabajo específico de cada uno de los cuerpos de la turbina no se computaron como incógnitas dado que se definen a partir de las 12 incógnitas que se contabilizaron inicialmente. Es decir, cuando se define la expresión del trabajo específico de cada cuerpo de turbina, se introducen dos ecuaciones más (llamadas 34 y 35), por lo que se sigue teniendo un sistema de ecuaciones compatible determinado constituido por 14 ecuaciones y 14 incógnitas. Estas dos nuevas ecuaciones son:

- Trabajo específico de la turbina de alta presión (Ec. 34)

$$W_{HP} = (1 - \alpha_8) * (h_0 - h_6) + (1 - \alpha_8 - \alpha_6) * (h_6 - h_{11}) + \alpha_5 * (h_{11} - h_5)$$

- Trabajo específico de la turbina de baja presión (Ec. 35)

$$W_{LP} = (\alpha_{15} + \alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3 + \alpha_4) * (h_{13} - h_4) + (\alpha_{15} + \alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3) * (h_4 - h_3) +$$

$$+ (\alpha_{15} + \alpha_1 + \alpha_2) * (h_3 - h_2) + (\alpha_{15} + \alpha_1) * (h_2 - h_1) + \alpha_{15} * (h_1 - h_{15})$$

Finalmente, los resultados obtenidos se presentan en la *Tabla 4-3*.

Variable	Valor
$\alpha_1$	0,02041
$\alpha_2$	0,06714
$\alpha_3$	0,04351
$\alpha_4$	0,02944
$\alpha_5$	0,04551
$\alpha_6$	0,05701
$\alpha_7$	0,07920
$\alpha_8$	0,07482
$\alpha_{14}$	0,01063
$\alpha_{15}$	0,57230
$m_0$	1764 kg/s
$W_{HP}$	174 kJ/kg
$W_{LP}$	455 kJ/kg

*Tabla 4-3. Resultados obtenidos (I).*

A partir de los datos anteriores y de la definición de caudal adimensional se puede conocer el caudal de las once Corrientes linealmente independientes. Finalmente, el caudal de las demás corrientes se puede obtener con ayuda de las siguientes expresiones:

$$m_{10} = m_0 \quad (36)$$

$$m_{11} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_8) \quad (37)$$

$$m_{12} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8) \quad (38)$$

$$m_{13} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8) \quad (39)$$

$$m_{16} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8) \quad (40)$$

$$m_1' = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8) \quad (41)$$

$$m_2' = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8) \quad (42)$$

$$m_3' = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8) \quad (43)$$

$$m_4' = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8) \quad (44)$$

$$m_{17} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8) \quad (45)$$

$$m_{18} = m_0 \quad (46)$$

$$m_5' = m_0 \quad (47)$$

$$m_6' = m_0 \quad (48)$$

$$m_1'' = m_1 + m_2 + m_3 + m_4 \quad (49)$$

$$m_2'' = m_2 + m_3 + m_4 \quad (50)$$

$$m_3'' = m_3 + m_4 \quad (51)$$

$$m_4'' = m_4 \quad (52)$$

$$m_5'' = m_5 + m_6 + m_7 + m_8 \quad (53)$$

$$m_5'' = m_5 + m_6 + m_7 + m_8 \quad (54)$$

De esta forma, se obtienen los caudales que aparecen en la **Tabla 4-4**.

Corriente	Caudal (kg/s)
0	1764
1	36
2	119
3	77
4	52
5	80
6	101
7	140
8	132
10	1764
11	1452
12	1312
13	1312
14	19
15	1010
16	1312
17	1312
18	1764
1'	1312
2'	1312
3'	1312
4'	1312
5'	1764
6'	1764
1''	283
2''	247
3''	129
4''	52
5''	453
6''	272

**Tabla 4-4. Resultados obtenidos (II).**

Otro parámetro que se puede calcular es el rendimiento de la central nuclear. Este se define como el cociente entre la potencia eléctrica obtenida y la potencia térmica generada en el reactor. La potencia térmica de la central nuclear que se ha modelado es de 3468 MWt [23]. Este valor también se puede estimar como la potencia térmica que gana el fluido secundario en el generador suponiendo que en el reactor nuclear y el generador de vapor son completamente adiabáticos (es decir, no presentan pérdidas térmicas). De esta forma:

$$Q = m_0 * (h_0 - h_{10}) = 1764 \frac{\text{kg}}{\text{s}} * (2788 - 963,3) \frac{\text{kJ}}{\text{s}} = 3220 \text{ MWt}$$

$$\eta_{\text{central}} = \frac{\dot{W}}{Q} = \frac{1077 \text{ MWe}}{3220 \text{ MWt}} = 33,5 \%$$

Se puede observar como tiene sentido que el valor de la potencia térmica generada por el reactor (3468 MWt) real sea mayor que la potencia térmica que gana el circuito secundario (3220 MWt). Por otra parte, bajo las hipótesis que se comentaron en el párrafo anterior (reactor y generador de vapor adiabáticos), el error que se comete estimando la potencia térmica generada por el reactor es del 7%.

Finalmente, se compararán el valor de los caudales calculados con el valor real de caudal que presenta la central. Como datos reales de caudal sólo se tienen de la corriente principal (corriente 0) y de la corriente a la salida del condensador (corriente 16), será en estas corrientes dónde se lleve a cabo la comparativa. De esta forma, se calculará el error cometido tanto en el cálculo del caudal de cada una de estas corrientes como en el cociente entre ambas corrientes.

Variable	Valor obtenido en el modelo	Valor real	Error (%)
$m_0$	1790	1764	1,5
$m_{16}$	1350	1312	2,8
$m_{16} / m_0$	0,754	0,744	1,4

**Tabla 4-5. Error de los datos obtenidos con el modelo.**

En la **Tabla 4-5** se pone de manifiesto como a pesar de que el modelo incorpora una serie de hipótesis, el error que se comete utilizando el modelo es pequeño (inferior al 3% en la variable más desfavorable) comparando los resultados obtenidos con los valores reales.

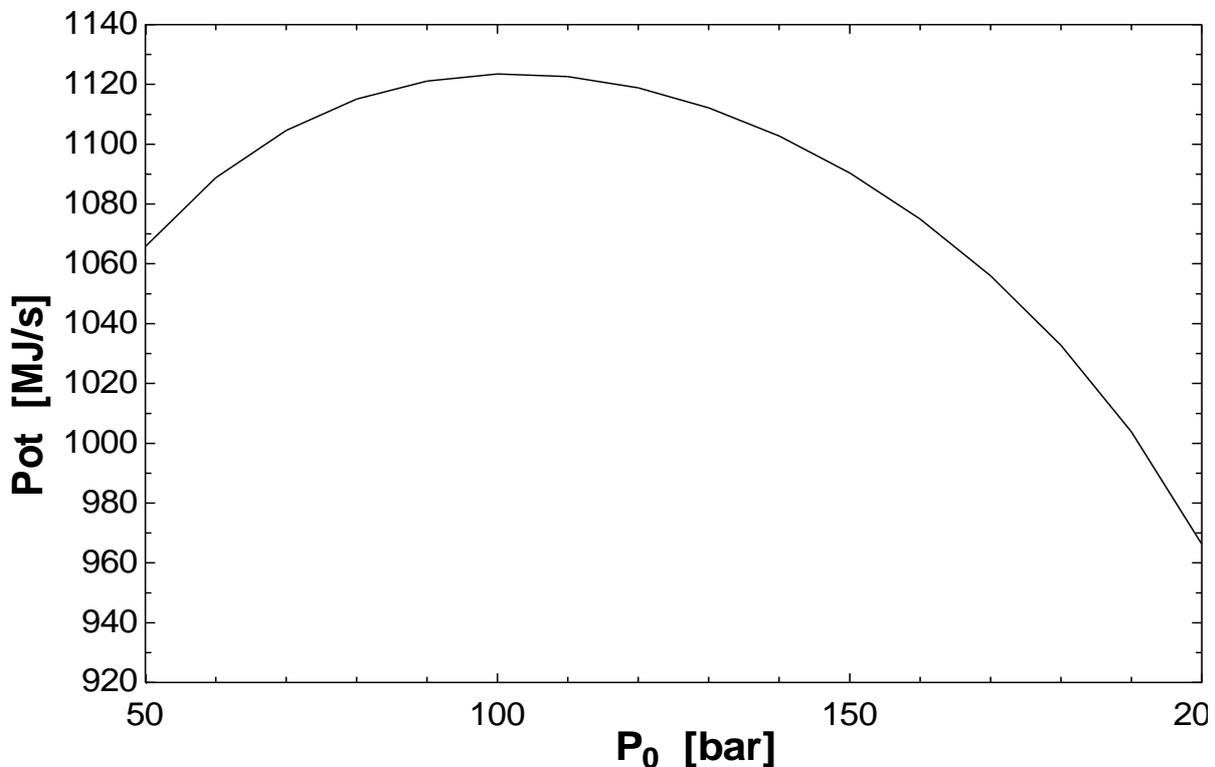
### 4.3 Análisis de sensibilidad

El objetivo de este capítulo es el de representar cómo evoluciona la potencia eléctrica de la central cuando se modifican una serie de parámetros. Estos parámetros serán la presión de vapor vivo, el rendimiento isentrópico de la turbina y la presión de condensación. Para cada uno de ellos, lo que se hará será fijar el valor los caudales que se calcularon en el capítulo anterior y se irá modificando el parámetro en cuestión dentro de un cierto rango. Para llevar a cabo dicha tarea se utilizará como herramienta las tablas paramétricas de EES.

El primer parámetro de estudio es la presión de vapor vivo. En la central que se está modelando, la presión de vapor vivo tiene un valor de 54,3 bar. Sin embargo, en centrales térmicas, la presión de vapor vivo suele ser del orden de los 160 bar para centrales subcríticas y del orden de los 250 bar para centrales supercríticas (sección 2.1.1). Por otra parte, en centrales nucleares de agua a presión, el valor de la presión de vapor vivo suele ser del orden de 70 bar (sección 2.2.1).

En la **Figura 4-9** se observa como la presión que maximiza la potencia de la central es del orden de los 100 bar. Este valor es superior al valor típico que presentan estas centrales (70 bar). Esta diferencia puede deberse o bien al peso de las hipótesis realizadas en el modelo o bien a que las centrales nucleares no determinan la presión de vapor vivo atendiendo únicamente a la potencia eléctrica generada, sino que también consideran otros aspectos como pudieran ser la seguridad, la fiabilidad, etc.

No obstante, que el valor de la presión de vapor vivo de la central de Donald Cook en concreto esté unos quince bar por debajo del valor típico puede deberse a que esta central empezó a construirse a finales de los años sesenta, por lo que fue uno de los primero diseños de centrales de agua a presión de segunda generación. La mayor parte de las centrales nucleares de agua de presión empezaron a construirse en los años setenta y ochenta presentando ya un valor de la presión de vapor vivo mayor que las primeras centrales comerciales que se construyeron.

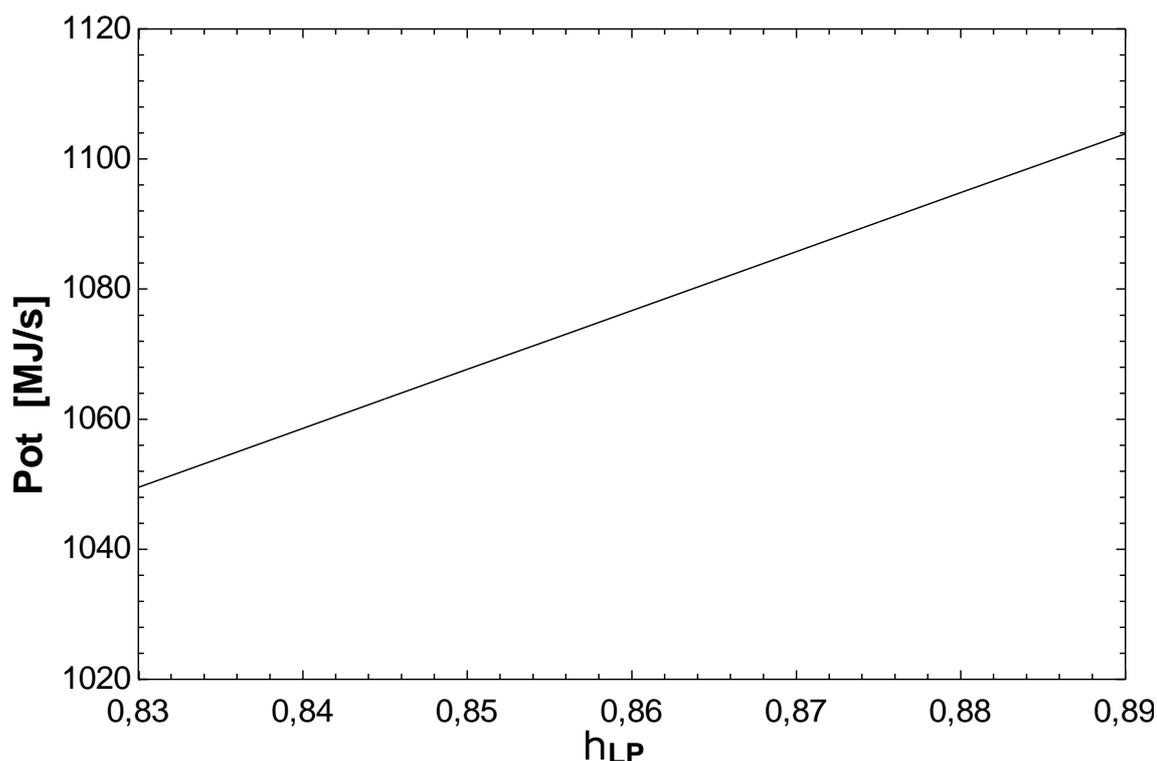


**Figura 4-9.** Evolución de la potencia de la central en función de la presión de vapor vivo.

A continuación, se analizará la influencia del rendimiento isentrópico de la turbina de la central, concretamente del rendimiento del cuerpo de baja presión. El valor de este rendimiento depende principalmente del diseño de la turbina. Es decir, diseños más sofisticados y recientes involucran mayores rendimientos de la turbina.

La evolución de la potencia frente al rendimiento del cuerpo de baja presión de la turbina se aprecia en la **Figura 4-10**. Se puede observar como a medida que aumenta el rendimiento de la turbina, aumenta la potencia de la central. La dependencia entre ambas variables es lineal y con un aumento de la potencia de 9 MW por cada punto porcentual de rendimiento. Esto se debe a que cuando aumenta el rendimiento, disminuyen los valores de entalpía en cada de la extracciones de la turbina, con lo que el trabajo específico de la turbina aumenta y por consiguiente también lo hace la potencia eléctrica de la central.

Finalmente, se estudiará el impacto que tiene la presión de condensación. La presión de condensación viene determinada en función de si se refrigera con aire, con agua en lazo abierto o con agua de torre de refrigeración. El calor específico del aire es menor al del agua, por lo tanto también es menor su capacidad para absorber el calor que cede el vapor cuando condensa en el condensador, por lo que si se refrigera con un aerocondensador el agua saturada que sale de este equipo sale a una temperatura más alta y por tanto a una presión más alta. Cuando se refrigera con agua, las centrales que usan agua de torre presentan una presión de condensación mayor debido a que la temperatura más baja a la que se podría obtener el agua saturada viene determinada por la temperatura de bulbo húmedo del agua de torre. Los valores típicos de presión de condensación para las distintas configuraciones aparecen en la **Tabla 4-6**.



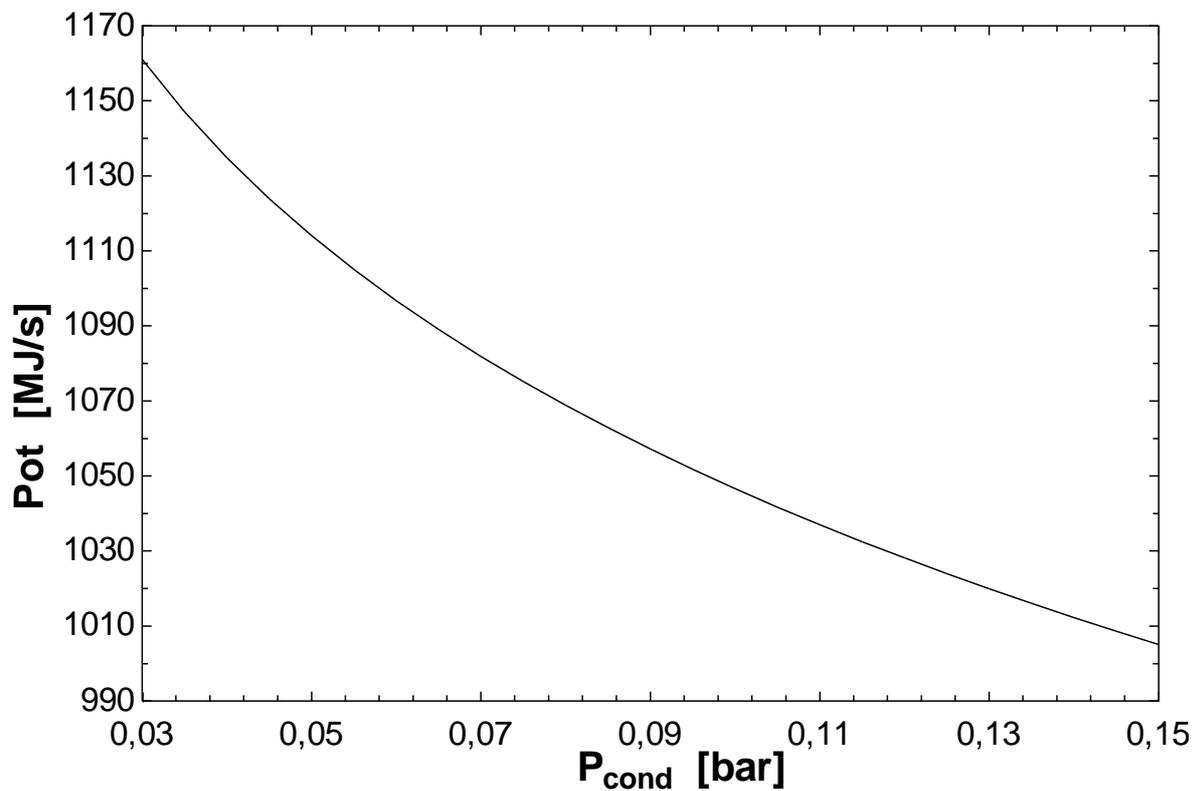
**Figura 4-10.** Evolución de la potencia de la central en función del rendimiento de la turbina de baja.

En la **Figura 4-11** se observa que a medida que aumenta la presión de condensación disminuye la potencia eléctrica de la central. Esta tendencia explica porque sólo unas pocas centrales en el mundo utilizan aerocondensadores (probablemente aquellas ubicadas dónde hay poca o nula disponibilidad de agua). De la misma forma, siempre que la central está ubicada en una zonas por donde pasa cerca un río, lago o la costa, la configuración elegida siempre es la de lazo abierto. Análogamente, como punto intermedio, están las centrales refrigeradas con torre de refrigeración. Aunque estas centrales refrigeran con un circuito cerrado, parte del agua que entra en la torre se evapora (aproximadamente el 3%), porque es necesario realizar una reposición continua de agua.

Como dato curioso, una central nuclear (al igual que una térmica) desarrolla una mayor potencia eléctrica en invierno que en verano. Esto se debe a que la temperatura del fluido refrigerante del condensador (bien sea agua o aire) en verano es mayor a la que presenta en invierno, lo que supone un aumento de la presión de condensación. De la misma forma, para dos centrales nucleares que presenten exactamente el mismo diseño, si una se sitúa en Finlandia generará más potencia eléctrica que se sitúa en Argelia.

Configuración	Presión de condensación (mbar)
Refrigeración por agua en lazo abierto	35 - 60
Refrigeración por torre de refrigeración	50 - 80
Refrigeración por aerocondensador	80 - 150

*Tabla 4-6. Presión de condensación para diferentes configuraciones.*



*Figura 4-11. Evolución de la potencia de la central en función de la presión de condensación.*

# 5 CONCLUSIONES

---

Los principales objetivos del presente proyecto son el de exponer el estado del arte de los diferentes tipos de centrales nucleares y el de modelar el ciclo de potencia de una central nuclear de 1100 MWe basada en un reactor nuclear de agua a presión. De esta forma, en primer lugar, se describen los principios físicos en los que se sustenta la energía nuclear. Posteriormente, se describen los diferentes reactores nucleares que existen en la actualidad. Seguidamente, se comparan los ciclos de Rankine utilizados en centrales nucleares con los ciclos de Rankine utilizados en centrales térmicas. Después, se desarrolla un modelo de una central nuclear utilizando como base la central nuclear de Donald Cook. Por último, se analiza la influencia de determinados parámetros en el desempeño de la central realizando un análisis de sensibilidad. Se expone en los párrafos siguientes las conclusiones más relevantes.

Cuando un determinado núcleo no es estable, emite radiación. De esta forma, un isótopo radiactivo alcanza la estabilidad emitiendo radiación. El hecho de que un determinado átomo sea radiactivo o no depende fundamentalmente de su número de protones y neutrones. En la fisión nuclear un neutrón incide en un isótopo de uranio-235 (por ejemplo) dividiendo el núcleo en dos isótopos. Estos isótopos que se generan emiten neutrones para alcanzar la estabilidad y estos nuevos neutrones generados vuelven a incidir en otro átomo de uranio-235, repitiéndose así el proceso de forma cíclica. De la misma forma que cuando se divide un átomo pesado en dos más ligeros, cuando se unen dos átomos ligeros para constituir uno más pesado también se genera gran cantidad de calor. A este proceso se le conoce como fusión nuclear. No obstante, a día de hoy, no existen reactores nucleares basados en fusión nuclear a escala comercial.

La mayor parte de la producción total de energía de origen nuclear a día de hoy se concentra en Europa y Estados Unidos. Se podría destacar el caso de Francia, donde más del 70% de la electricidad producida es de origen nuclear. En España, este porcentaje es del orden del 20%. Por otro lado, se estima que la producción de energía nuclear aumente durante los próximos veinte años. Si bien en regiones como Europa o Estados Unidos la producción de energía nuclear se mantendrá constante, aumentará en países como China, India o el continente africano. Finalmente, la energía nuclear puede jugar un papel importante en la reducción de emisiones de gases de efecto invernadero.

Todas las diferentes tipos de centrales nucleares existentes incorporan un reactor nuclear y un ciclo de Rankine. Además, independientemente de su tipología, todos los reactores nucleares presentan ciertos elementos como el moderador, el reflector o la barrera biológica. Los reactores de agua ligera utilizan agua como moderador y refrigerante del reactor. Estos constituyen la mayoría de reactores que existen en la actualidad. Así, aproximadamente, dos de cada tres reactores en el mundo son de agua a presión y uno de cada cinco es de agua en ebullición. Las centrales nucleares de agua ligera desarrollan una potencia eléctrica del orden de los 1000 MWe. Además de los reactores de agua ligera, existen otros reactores nucleares de fisión como los reactores de agua pesada, los reactores refrigerados por gas, los de tipo canal o los reactores reproductores rápidos.

Las centrales nucleares basadas en un reactor de agua a presión están constituidas por un circuito primario (por el que circula agua subenfriada), otro secundario (que desarrolla un ciclo de Rankine) y otro terciario (agua o aire de refrigeración). El circuito primario y secundario se unen en el generador de vapor, que es un intercambiador de calor que produce vapor saturado extrayendo el calor que el fluido que circula en el circuito primario extrae del reactor. Por otra parte, el circuito secundario y terciario, se unen en el condensador. En las centrales de agua en ebullición el vapor que se expandirá en la turbina se produce directamente en el reactor (evitando así el uso de un generador de vapor).

Los ciclos de Rankine que implementan las centrales nucleares presentan algunas diferencias significativas en comparación con los ciclos de Rankine que incorporan las centrales térmicas. Así, en centrales nucleares, el vapor vivo aparece como vapor saturado (en lugar de como vapor sobrecalentado) y a una presión del orden de la mitad de la que presenta en centrales térmicas subcríticas (y de la tercera parte para centrales supercríticas). Debido a que el salto de presiones del vapor en centrales nucleares es menor, las centrales nucleares sólo presentan dos cuerpos de turbina en lugar de tres. Otras diferencias importantes en los ciclos de Rankine de centrales nucleares son que incorporan un separador de humedad y que el recalentamiento del vapor se produce utilizando vapor vivo (en centrales térmicas el recalentamiento se lleva a cabo reintroduciendo el vapor, parcialmente expandido, de nuevo a la caldera).

Para modelar una central nuclear se ha elegido la de agua a presión por ser las centrales más comunes. En concreto, se coge como base para modelar la central nuclear de Donald Cook. Las ecuaciones que constituyen el modelo son balances de materia y balances de energía. Para poder desarrollar el modelo, se han estimado una serie de parámetros en base a un conjunto de hipótesis que se han realizado. Se han comparado los resultados que proporciona el modelo con los datos reales de la planta y se obtiene un error inferior al 3% para cada una de las variables analizadas.

Finalmente, el análisis de sensibilidad que se ha realizado muestra que hay un valor de presión de vapor vivo que maximiza la potencia eléctrica que produce la central. Por otro lado, se muestra como el rendimiento de la turbina de baja presión y la potencia eléctrica de la central aumentan de forma lineal a razón de 9 MWe por cada punto porcentual de rendimiento. La última variable que se ha estudiado es la presión de condensación. Se ha demostrado como a medida que esta aumenta se reduce la potencia eléctrica generada en la central. La presión de condensación depende principalmente de si la central condensa con aire, con agua de torre o con agua en lazo abierto, siendo esta última configuración la que permite obtener una menor presión de condensación y por tanto una mayor potencia eléctrica de la central nuclear.

# GLOSARIO

---

US Navy: Armada del ejército de Estados Unidos.

GE: General Electric.

NPT: Tratado de No Proliferación Nuclear.

Tokamak: cámara toroidal con bobinas magnéticas.

JET: Reactor Toroidal Común Europeo.

ITER: International Thermonuclear Experimental Reactor.

NIF: National Ignition Facility.

CIS: Asociación de estados independientes.

IAEA: International Atomic Energy Agency (agencia internacional de la energía).

PWR: Reactor de agua a presión.

BWR: Reactor de agua en ebullición.

HWR: Reactor de agua pesada.

PHWR: Reactor de agua pesada.

GCR: Reactor refrigerado por gas.

LWGR: Reactor tipo canal.

RBMK: Reactor tipo canal.

FBR: Reactor reproductor rápido.

EMSD: Departamento de servicios eléctricos y mecánicos del gobierno de Hong Kong.

DCISC: Diablo Canyon Independent Safety Committee.

MIT: Instituto tecnológico de Massachusetts.

RPV: Coraza del reactor.

CANDU: Reactor canadiense de agua a pesada.

AECL: Atomic Energy of Canada Limited.

AGCR: Reactor avanzado refrigerado por gas.

ACR: Reactor avanzado refrigerado por gas.

LMFBR: Reactor reproductor rápido refrigerados por metales fundidos.

SFR: Reactor reproductor rápido refrigerado por sodio.

LFR: Reactor reproductor rápido refrigerado por plomo.

GFR: Reactor reproductor rápido refrigerado gas.

NRC: Comision reguladora norteamericana de seguridad nuclear.

ABWR: Reactor avanzado de agua en ebullición.

ESBWR: Reactor avanzado de agua en ebullición.

EPR: Reactor europeo de agua a presión.

AP: Reactor europeo de agua a presión diseñado por Westinghouse.

APWR: Reactor avanzado de agua a presión.

VHTR: Reactor nuclear de alta temperatura.

SCWR: Reactor nuclear de agua supercrítica.

MSR: Reactor nuclear de sales fundidas.

MS: Separador de humedad.

TC: Turbina de vapor con configuración monoeje.

CC: Turbina de vapor con configuración multieje

## "Datos generales"

eta\_HP = 0,82

eta\_LP = 0,86

{comentar para realizar análisis de sensibilidad.

Caso b}

eta\_mB = 0,95

eta\_mT = 0,98

eta\_elect = 0,99

P\_0 = 54,3 [bar] "Presión de vapor vivo"

{comentar para realizar análisis de sensibilidad.

Caso a}

T\_cond = 40 [C] "Temperatura de condensación"

{comentar para realizar análisis de sensibilidad.

Caso c}

P\_cond = P\_sat(Steam;T=T\_cond) "presión de condensación"

x\_0 = 0,999 "Título de vapor vivo"

T\_0 = T\_sat(Steam;P=P\_0) "Temperatura de vapor vivo"

h\_0 = enthalpy(Steam; P=P\_0; x=x\_0)

## "Cuerpo de alta presión de la turbina"

P\_5 = 14,7 [bar]

P\_6 = 26,4 [bar]

P\_11 = 15,2 [bar]

s\_0 = entropy(Steam; P=P\_0; x=x\_0)

s\_5s = s\_0

h\_5s = enthalpy(Steam; P=P\_5; s=s\_5s)

eta\_HP = (h\_0 - h\_5) / (h\_0 - h\_5s)

s\_5 = entropy(Steam; P=P\_5; H=h\_5)

x\_5 = Quality(Steam;P=P\_5;H=h\_5)

(h\_0 - h\_5) / (s\_0 - s\_5) = (h\_0 - h\_6) / (s\_0 - s\_6)

h\_6 = enthalpy (Steam; P=P\_6; s=s\_6)

x\_6 = Quality(Steam;P=P\_6;H=h\_6)

(h\_0 - h\_5) / (s\_0 - s\_5) = (h\_0 - h\_11) / (s\_0 - s\_11)

h\_11 = enthalpy (Steam; P=P\_11; s=s\_11)

x\_11 = Quality(Steam;P=P\_11;H=h\_11)

## "Recalentamiento"

PP\_MS = (15,2 - 14,7)/2 "Pérdida de carga en el Moisture Separator"

PP\_SR = PP\_MS "Pérdida de carga en el Steam Reheater"

P\_7 = P\_11 - PP\_MS

P\_12 = P\_7

P\_13 = P\_12 - PP\_SR

P\_8 = P\_0

$$P_{14} = P_{cond}$$

$$x_7 = 0$$

$$x_{12} = 0,995$$

$$x_8 = 0,05$$

$$x_{14} = 0,88$$

$$T_{13} = 255 \text{ [C]}$$

$$h_7 = \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_7; x=x_7)$$

$$h_8 = \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_8; x=x_8)$$

$$h_{12} = \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{12}; x=x_{12})$$

$$h_{13} = \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{13}; T=T_{13})$$

$$h_{14} = \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{14}; x=x_{14})$$

$$\text{Sobrecalentamiento}_{13} = T_{13} - T_{sat}(\text{Steam}; P=P_{13})$$

### "Cuerpo de baja presión de la turbina"

$$\eta_{LP} = (h_{13} - h_{15}) / (h_{13} - h_{15s})$$

$$P_4 = 7,9 \text{ [bar]}$$

$$P_3 = 4,7 \text{ [bar]}$$

$$P_2 = 1,8 \text{ [bar]}$$

$$P_1 = 0,6 \text{ [bar]}$$

$$P_{15} = P_{cond}$$

$$s_{13} = \text{entropy}(\text{Steam}; P=P_{13}; T=T_{13})$$

$$s_{15s} = s_{13}$$

$$h_{15s} = \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{15}; s=s_{15s})$$

$$s_{15} = \text{entropy}(\text{Steam}; P=P_{15}; H=h_{15})$$

$$(h_{13} - h_{15}) / (s_{13} - s_{15}) = (h_{13} - h_4) / (s_{13} - s_4)$$

$$h_4 = \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_4; s=s_4)$$

$$(h_{13} - h_{15}) / (s_{13} - s_{15}) = (h_{13} - h_3) / (s_{13} - s_3)$$

$$h_3 = \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_3; s=s_3)$$

$$(h_{13} - h_{15}) / (s_{13} - s_{15}) = (h_{13} - h_2) / (s_{13} - s_2)$$

$$h_2 = \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_2; s=s_2)$$

$$(h_{13} - h_{15}) / (s_{13} - s_{15}) = (h_{13} - h_1) / (s_{13} - s_1)$$

$$h_1 = \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_1; s=s_1)$$

$$\text{Sobrecalentamiento}_4 = T_4 - T_{sat}(\text{Steam}; P=P_4)$$

$$T_4 = \text{temperature}(\text{Steam}; P=P_4; H=h_4)$$

$$x_3 = \text{Quality}(\text{Steam}; P=P_3; H=h_3)$$

$$x_2 = \text{Quality}(\text{Steam}; P=P_2; H=h_2)$$

$$x_1 = \text{Quality}(\text{Steam}; P=P_1; H=h_1)$$

$$x_{15} = \text{Quality}(\text{Steam}; P=P_{15}; H=h_{15})$$

### "Tren de precalentamiento"

$$PP_{SG} = 20 \text{ "Pérdida de presión en el Steam Generator"}$$

$$P_{10} = P_0 + PP_{SG}$$

$$P_{intermedia} = 10,99 \text{ [bar]}$$

$$P_{16} = P_{cond}$$

$$\begin{aligned}P_{1''} &= P_1 \\P_{2''} &= P_2 \\P_{3''} &= P_3 \\P_{4''} &= P_4 \\P_{5''} &= P_5 \\P_{6''} &= P_6\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}P_{1'} &= P_{intermedia} \\P_{2'} &= P_{intermedia} \\P_{3'} &= P_{intermedia} \\P_{4'} &= P_{intermedia} \\P_{17} &= P_{intermedia} \\P_{5'} &= P_{10} \\P_{6'} &= P_{10}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}T_{1''} &= 46 [C] \\T_{2''} &= 89 [C] \\T_{3''} &= 120 [C] \\T_{4''} &= 152 [C] \\T_{5''} &= 176 [C] \\T_{6''} &= 199 [C]\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}T_{1'} &= 41 [C] \\T_{2'} &= 64 [C] \\T_{3'} &= 115 [C] \\T_{4'} &= 147 [C] \\T_{17} &= 167 [C] \\T_{5'} &= 170 [C] \\T_{6'} &= 194 [C] \\T_{10} &= 224 [C]\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}x_{16} &= 0 \\h_{16} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{16}; x=x_{16}) \\h_{10} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{10}; T=T_{10})\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}h_{1'} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{1'}; T=T_{1'}) \\h_{2'} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{2'}; T=T_{2'}) \\h_{3'} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{3'}; T=T_{3'}) \\h_{4'} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{4'}; T=T_{4'}) \\h_{5'} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{5'}; T=T_{5'}) \\h_{6'} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{6'}; T=T_{6'}) \\h_{17} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{17}; T=T_{17})\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}h_{1''} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{1''}; T=T_{1''}) \\h_{2''} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{2''}; T=T_{2''}) \\h_{3''} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{3''}; T=T_{3''}) \\h_{4''} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{4''}; T=T_{4''}) \\h_{5''} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{5''}; T=T_{5''}) \\h_{6''} &= \text{enthalpy}(\text{Steam}; P=P_{6''}; T=T_{6''})\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}T_{sat\_P10} &= T_{sat}(\text{Steam}; P=P_{10}) && \text{"Como } T_{sat\_P10} > T_{10}, T_{6'} \text{ y } T_{5'}: \text{ las corrientes } 10, 6' \\ & && \text{y } 5' \text{ están estado de líquido saturado " } \\ T_{sat\_Pint} &= T_{sat}(\text{Steam}; P=P_{intermedia}) && \text{"Como } T_{sat\_Pintermedia} > T_{1'}, T_{2'}, T_{3'}, T_{4'} \text{ y } T_{17}: \\ & && \text{las corrientes } 1', 2', 3', 4' \text{ y } 17 \text{ están estado de líquido saturado " } \end{aligned}$$

"Balance de energía en el precalentador No.1 (ecuación 1)"

$$(1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{1'} + \alpha_1 * h_1 + (\alpha_2 + \alpha_3 + \alpha_4) * h_{2''} = (\alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3 + \alpha_4) * h_{1''} + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{2'}$$

"Balance de energía en el precalentador No.2 (ecuación 2)"

$$(1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{2'} + \alpha_2 * h_2 + (\alpha_3 + \alpha_4) * h_{3''} = (\alpha_2 + \alpha_3 + \alpha_4) * h_{2''} + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{3'}$$

"Balance de energía en el precalentador No.3 (ecuación 3)"

$$(1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{3'} + \alpha_3 * h_3 + \alpha_4 * h_{4''} = (\alpha_3 + \alpha_4) * h_{3''} + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{4'}$$

"Balance de energía en el precalentador No.4 (ecuación 4)"

$$(1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{4'} + \alpha_4 * h_4 = (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_7 - \alpha_8) * h_{17} + \alpha_4 * h_{4''}$$

"Balance de energía en el precalentador No.5 (ecuación 5)"

$$1 * h_{5'} + \alpha_7 * h_7 + \alpha_5 * h_5 + (\alpha_6 + \alpha_8) * h_{6''} = (\alpha_5 + \alpha_7 + \alpha_6 + \alpha_8) * h_{5''} + 1 * h_{6'}$$

"Balance de energía en el precalentador No.6 (ecuación 6)"

$$1 * h_{6'} + \alpha_8 * h_8 + \alpha_6 * h_6 = (\alpha_6 + \alpha_8) * h_{6''} + 1 * h_{10}$$

"Balance de energía en el separador de humedad (ecuación 7)"

$$(1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8) * h_{11} = \alpha_7 * h_7 + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8 - \alpha_7) * h_{12}$$

"Balance de energía en el recalentador (ecuación 8)"

$$(1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8 - \alpha_7) * h_{12} + \alpha_8 * h_0 = \alpha_8 * h_8 + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8 - \alpha_7) * h_{13}$$

"Balance de materia en la unión que precede la bomba principal (ecuación 9)"

$$1 * h_{18} = (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8 - \alpha_7) * h_{17} + (\alpha_5 + \alpha_6 + \alpha_8 + \alpha_7) * h_{5''}$$

{T<sub>18</sub> = temperature(Steam; P=P<sub>intermedia</sub>; H=h<sub>18</sub>) como T<sub>18</sub> = 169,3 < T<sub>sat\_Pint</sub>=184,1: el vapor en el punto 18 está como líquido subenfriado }

"Balance de materia en el condensador (ecuación 10)"

$$\alpha_{14} + \alpha_{15} + (\alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3 + \alpha_4) = (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8 - \alpha_7)$$

"Balance de potencia en equipos auxiliares (ecuación 11)"

$$\{W_B = h_{5'} - h_{18} \quad \text{(ecuación 11.a)}$$

$$W_{aux} = h_{13} - h_{14} \quad \text{(ecuación 11.b)}$$

$$\alpha_{14} * W_{aux} * \eta_{mT} = 1 * W_B / \eta_{mB} \quad \text{(ecuación 11.c)}$$

$$\alpha_{14} * (h_{13} - h_{14}) * \eta_{mT} = 1 * (h_{5'} - h_{18}) / \eta_{mB}$$

"Potencia generada en la central (ecuación 12)"

$$\text{Pot} * 1000 = m_0 * (W_{\text{HP}} + W_{\text{LP}}) * \eta_{\text{mT}} * \eta_{\text{elect}}$$
$$\text{Pot} = 1077$$

"Trabajo específico de la turbina de alta presión (ecuación 12.a)"

$$W_{\text{HP}} = (1 - \alpha_8) * (h_0 - h_6) + (1 - \alpha_8 - \alpha_6) * (h_6 - h_{11}) + \alpha_5 * (h_{11} - h_5)$$

"Trabajo específico de la turbina de baja presión (ecuación 12.b)"

$$W_{\text{LP}} = (\alpha_{15} + \alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3 + \alpha_4) * (h_{13} - h_4) + (\alpha_{15} + \alpha_1 + \alpha_2 + \alpha_3) * (h_4 - h_3) + (\alpha_{15} + \alpha_1 + \alpha_2) * (h_3 - h_2) + (\alpha_{15} + \alpha_1) * (h_2 - h_1) + (\alpha_{15}) * (h_1 - h_{15})$$

$$\{W_{\text{LP}}_{\text{otra forma}} = (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8 - \alpha_7 - \alpha_{14}) * (h_{13} - h_4) + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8 - \alpha_7 - \alpha_{14} - \alpha_4) * (h_4 - h_3) + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8 - \alpha_7 - \alpha_{14} - \alpha_4 - \alpha_3) * (h_3 - h_2) + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8 - \alpha_7 - \alpha_{14} - \alpha_4 - \alpha_3 - \alpha_2) * (h_2 - h_1) + (1 - \alpha_5 - \alpha_6 - \alpha_8 - \alpha_7 - \alpha_{14} - \alpha_4 - \alpha_3 - \alpha_2 - \alpha_1) * (h_1 - h_{15})\}$$

"Calor aportado y rendimiento de la central"

$$Q_{\text{modelo}} * 1000 = m_0 * (h_0 - h_{10})$$
$$Q_{\text{real}} = 3468$$

$$\eta_{\text{central modelo}} = \text{Pot} / Q_{\text{modelo}} * 100$$
$$\eta_{\text{central real}} = \text{Pot} / Q_{\text{real}} * 100$$

"Cálculo de caudales"

$$m_1 = m_0 * \alpha_1$$
$$m_2 = m_0 * \alpha_2$$
$$m_3 = m_0 * \alpha_3$$
$$m_4 = m_0 * \alpha_4$$
$$m_5 = m_0 * \alpha_5$$
$$m_6 = m_0 * \alpha_6$$
$$m_7 = m_0 * \alpha_7$$
$$m_8 = m_0 * \alpha_8$$
$$m_{14} = m_0 * \alpha_{14}$$
$$m_{15} = m_0 * \alpha_{15}$$

$$m_{10} = m_0$$
$$m_{11} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_8)$$
$$m_{12} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8)$$
$$m_{13} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8)$$
$$m_{16} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8)$$
$$m_{1'} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8)$$
$$m_{2'} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8)$$
$$m_{3'} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8)$$
$$m_{4'} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8)$$
$$m_{17} = m_0 - (m_5 + m_6 + m_7 + m_8)$$
$$m_{18} = m_0$$
$$m_{5'} = m_0$$
$$m_{6'} = m_0$$
$$m_{1''} = m_1 + m_2 + m_3 + m_4$$

$$m_{2''} = m_2 + m_3 + m_4$$

$$m_{3''} = m_3 + m_4$$

$$m_{4''} = m_4$$

$$m_{5''} = m_5 + m_6 + m_7 + m_8$$

$$m_{6''} = m_7 + m_8$$

# REFERENCIAS

---

- [1] [En línea]. Available: <http://www.chemistry-assignment.com>.
- [2] [En línea]. Available: <https://bouman.chem.georgetown.edu>.
- [3] [En línea]. Available: <http://www.world-nuclear.org>.
- [4] [En línea]. Available: <https://www.foronuclear.org>.
- [5] [En línea]. Available: <https://energia-nuclear.net>.
- [6] W. C. Patterson, Nuclear Power, Penguin Books, 1983.
- [7] J. K. Shultis y R. E. Faw, Fundamentals of Nuclear Science and Engineering, CRC Press, 2017.
- [8] S. Glasstone y A. Sesonske, Ingeniería de Reactores Nucleares, Barcelona: Reverté, 1990.
- [9] T. L. Brown, H. E. LeMay, E. B. Bursten, C. J. Murphy, P. M. Woodward, M. W. Stoltz y M. W. Lufaso, Chemistry. The central science, Pearson, 2018.
- [10] S. Glasstone, Principles of Nuclear Reactor Engineering, University Libraries, 1956.
- [11] G. Espinosa-Paredes y R. Vazquez Rodriguez, Física de Reactores Nucleares, México: OmniaScience, 2016.
- [12] B. Viswanathan, Energy Sources. Fundamentals of Chemical Conversion Processes and Applications, Chennai, India.: Elsevier, 2017.
- [13] H. M. Hofmann, M. Herman, A. L. Nichols, D. Majumdar y M. Cumo, Nuclear Reaction Data and Nuclear Reactor: Physics, Design and Safety, Trieste, Italia., 2002.
- [14] U.S. Department of Energy, Nuclear physics and reactor theory, Washington, D.C., 1993.
- [15] J. J. Duderstadt y L. J. Hamilton, Nuclear Reactor Analysis, Michigan: Jhon Wiley & Sons, 1976.
- [16] R. H. S. Winterton, Thermal Design of Nuclear Reactors, Department of Mechanical Engineering, University of Birmingham: Pergamon Press, 1981.
- [17] A. Tanarro Sanz y A. Tanarro Onrubia, Diccionario inglés-español sobre tecnología nuclear, Foro de la Industria Nuclear Española, 2008.
- [18] G. McCracken y P. Stott, Fusion. The Energy of the Universe, Elsevier Academic Press, Junio, 2012.
- [19] R. H. Petrucci, F. G. Herring, C. Bissonnette y J. D. Madura, General Chemistry, Toronto: Pearson, 2010.
- [20] [En línea]. Available: <https://www.euro-fusion.org>.

- [21] C. Xiao, «Magnetic Confinement Fusion and Tokamaks,» de *CNS Conference*, Niagara Falls (Canadá), 2017.
- [22] BP, «BP Statical Review of World Enegy,» Junio, 2018.
- [23] International Atomic Energy Agency, «Nuclear Power Reactors in the World,» Viena, 2018.
- [24] ExxonMobil, «Outlook for Energy: A View to 2040,» Texas, 2018.
- [25] A. YANAGISAWA , «IEEJ Outlook 2018. Prospects and challenges until 2050. Energy, Environment and Economy,» The Institute of Energy Economics, Japan , Tokyo, 2017.
- [26] E. M. Saad, *Nuclear Reactors*, Fayoum, 2016.
- [27] G. Bereznai , *Nuclear Power Plant and Operation*, Oshawa, Ontario.: School of Energy Systems and Nuclear Science. , 2005.
- [28] Y. A. Hassan, R. A. Chaplin y J. Pongpuak, «Pressurized Water Reactors,» de *Nuclear Energy Materials And Reactors (Vol I)*, Singapur, Eolss publishers, 2010, pp. 244-280.
- [29] V. Uchanin, L. Bonavigo y M. Salve, *Steam Generator Systems: Operational Reliability and Efficiency*, Rijeka, Croacia: InTech, 2011.
- [30] J. Riznic, *Steam generators for Nuclear Power Plants*, Ottawa, Canada: Woodhead Publishing, 2017.
- [31] K. S. Rajan, «Core Configuration & Cycle diagram of Pressurized Water Reactor,» de *Nuclear Reactor Technology*, Sastra University, 2011.
- [32] Westinghouse, *The Westinghouse Pressurized Water Reactor Nuclear Power Plant*, Pittsburgh, EEUU, 1984.
- [33] KSB, *Pumps, Valves and Services for Nuclear Power Stations*, 2012.
- [34] J. Buongiorno, *Engineering of Nuclear Systems. PWR Description*, Center For Advanced Nuclear Energy Systems (Massachusetts Institute of Technology), 2016.
- [35] A. G. Croff, *Reactors and Fuels. Introduction to Nuclear Chemistry and Fuel Cycle Separations.*, Vanderbilt University, 2008.
- [36] Rusatom Overseas, *The VVER Today: Evolution, Design and Safety*, Moscú, Rusia, 2013.
- [37] S. B. Ryzhov, V. A. Mokhov, P. M. Nikitenko, G. G. Bessalov, A. K. Podshibyakin, D. A. Anufriev y J. Gadó, «VVER-Type Reactors of Russian Design,» de *Handbook of Nuclear Engineering*, Karlsruhe, Alemania, Springer, 2010.
- [38] J. Buongiorno, *Engineering of Nuclear Systems. BWR Description*, Center For Advanced Nuclear Energy Systmes (Massachusetts Institute of Technology), 2015.
- [39] General Electric, «Core and Fuel Design,» de *The ABWR Plant General Description*, Wilmington (EEUU), 2006.

- [40] Hitachi - General Electric Nuclear Energy, Advanced Boiling Water Reactor. The first III Generation Reactor in operation today., Tokio (Japón), 2018.
- [41] C. E. Brennen, An Introduction to Nuclear Power Generation, Pasadena (EEUU), 2005.
- [42] K. L. Murty y I. Charit, «Overview of Nuclear Reactor Systems and Fundamentals,» de *An Introduction to Nuclear Materials*, Wiley-vch, 2013.
- [43] W. Garland y R. Chaplin, The Essential CANDU. A textbook on the CANDU Nuclear Power Plant Technology, Ontario, Canada, 2014.
- [44] International Atomic Energy Agency, Heavy Water Reactors: Status and Projected Development. Technical Reports Series No. 407, Viena, 2002.
- [45] D. E. Shropshire, «Lessons Learned From GEN I Carbon Dioxide Cooled Reactors,» de *Twelfth International Conference on Nuclear Engineering*, Arlington (EEUU), 2004.
- [46] E. Nonbel, Description of the Advanced Gas Cooled Type of Reactor (AGR), Roskilde (Dinamarca): Riso National Laboratory, 1996.
- [47] P. Anzieu, Gas-cooled nuclear reactors, París (Francia): Commissariat à l'énergie atomique, 2006.
- [48] A. C. Kadak, «High Temperature Gas Reactors. The Next Generation,» Argonne National Laboratory, Massachusetts Institute of Technology, 2004.
- [49] Y. A. Hassan y R. A. Chaplin, «Light Water Graphite Reactors,» de *Nuclear Energy Materials and Reactors (Vol II)*, Singapur, Eolss publishers, 2010, pp. 29-49.
- [50] W. Mitchell y S. E. Turner, Breeder Reactors, United States Atomic Energy Commission, 1971.
- [51] K. Rajan, «Characteristics and types of fast reactors,» de *Nuclear Reactor Technology*, Sastra University, 2011.
- [52] World Nuclear Association, *Nuclear Power Reactor Characteristics*, Londres (Reino Unido), 2017.
- [53] S. M. Goldberg y R. Rosner, Nuclear Reactors: Generation to Generation, Cambridge (EEUU): American Academy of Arts and Sciences, 2011.
- [54] Flowserve Corporation, «Power Industry Guide. Valtek Control Products.,» 1998.
- [55] M. Miletic, M. Ruzicková, I. Pioro y W. Peiman, «Supercritical-water experimental setup for in-pile operation,» de *Nuclear Engineering and Design (Volume 259)*, Elsevier, 2013, pp. 161-171.
- [56] M. M. El-Wakil, Powerplant Technology, McGraw-Hill International Edition, 1988.
- [57] J. K. Reinker y P. B. Mason, «GE Power Systems,» de *Steam Turbines For Large Power Applications*, Nueva York, GER-3646D, 2000.
- [58] J. A. Hesketh y J. Muscroft, «Steam turbine generators for Sizewell 'B' nuclear power station,» Institution of Mechanical Engineers, Rugby (Inglaterra), 1990.

- [59] P. Anglaret, «Nuclear Power Plants. The Turbine Island,» Alstom, París, 2013.
- [60] Mitsubishi Hitachi Power Systems, «Open The Door to a Bright Future for Our Planet,» Yokohama, Japón, 2017.
- [61] J. Tominaga y T. Tanuma, «Steam turbine cycles and cycle design optimization: advanced ultra-supercritical thermal power plants and nuclear power plants,» de *Advances in Steam Turbines for Modern Power Plants*, Woodhead Publishing, 2017, pp. 41-55.
- [62] Teollisuuden Voima Oyj (TVO), OL1&OL2 Nuclear power plant units, Helsinki, 2013.
- [63] A. S. Leyzerovich, *Wet-Steam Turbines for Nuclear Power Plants*, Tulsa (EEUU): PennWell, 2005.
- [64] R. W. HAYWOOD, *Analysis of Engineering Cycles. Power, Refrigerating and Gas Liquefaction Plant. Fourth Edition*, Cambridge (Reino Unido): Pergamon Press, 1991.
- [65] J. MUSCROFT, «Modern large 3000 rev/min steam turbines for pressurized water reactor power stations,» de *Technology of turbine plant operating with wet steam*, Londres, British Nuclear Energy Society, 1988, pp. 15-24.
- [66] Babcock & Wilcox Company, *Steam: Its generation and use*, Ohio (EEUU): Forty-first edition, 2005.
- [67] C. J. Monks, «Feedheating plant for wet steam cycles,» de *Technology of turbine plant operating with wet steam*, Londres, British Nuclear Energy Society, 1988, pp. 107-116.
- [68] Westinghouse Electric Company, «Steam and Power Conversion,» de *API000 Design Control Document*, 2011.
- [69] L. F. Drba, «Nuclear Power,» de *Power Plant Engineering (Black & Veatch)*, Springer, 1996, pp. 733-780.
- [70] R. I. Pawliger, «Operating experience with 1100 MW wet steam turbines in a nuclear power plant,» de *Technology of turbine plant operating with wet steam*, Londres, British Nuclear Energy Society, 1988, pp. 39-45.
- [71] General Electric Company, «Powering the World With GE's Solutions For Nuclear Turbine Islands. Power Generation for Nuclear Plants,» GEA31902, 2015.
- [72] M. Rahgoshay y K. S. Moghanaki, «Simulation of two-region and four-region models for typical PWR pressurizer and benchmark obtained results using available results,» *Annals of Nuclear Energy*, vol. 63, pp. 302-308, 2014.
- [73] The National Academies, «Background on Japanese and U.S. Nuclear Plants,» de *Lessons Learned from the Fukushima Nuclear Accident for Improving Safety of U.S. Nuclear Plants*, Washington, EEUU, 2014, pp. 31-71.
- [74] L. Grande, S. Mikhael, W. Peiman, B. Villamere, A. Rodriguez-Prado, L. Allison y I. Pioro, «Thermal aspects of using uranium nitride in supercritical water cooled nuclear reactors,» de *Proceedings of the 18th International Conference on Nuclear Engineering*, Xian (China), 2010.
- [75] J. E. Kelly, «Generation IV Reactor International Efforts,» U.S. Department of Energy, Washington DC, 2013.

- [76] Y. Oka, H. Madarame y M. Uesaka, Nuclear Reactor Design, Department of Nuclear Engineering and Management, and Nuclear Professional School. The University of Tokyo: Springer, 2014.

