

Reactores VVER

Pablo Vivar Colina

23 de junio de 2020

Índice

1. Introducción	1
1.1. Diseños de reactores rusos	2
1.1.1. Reactores VVER	2
2. Reactores VVER-1200	4
2.1. Refirgerante	6
2.1.1. Tubería principal del refrigerante	6
2.1.2. Bomba de refrigerante del reactor	6
2.2. Ejemplo Balakovo-3	6
3. Potencia eléctrica y térmica	7
4. Sistemas de seguridad	7
5. Ventajas y desventajas con otras tecnologías	8
6. Construcciones actuales VVER	9
6.1. Reactores	9
7. Conclusiones	10

Índice de figuras

1. VVER 1000	3
2. Diagrama Esquemático Simplificado [5]	4

1. Introducción

El reactor agua-agua-energía (WWER),o VVER (del ruso:

вод-водяной энергетический реактор

transliterado como vodo-vodyanoi energetichesky reaktor; reactor agua-agua-energía) es una serie de diseños de reactores de agua a presión desarrollados originalmente en la Unión Soviética, y ahora en Rusia, por OKB Gidropress La idea de un reactor fue propuesta en el Instituto Kurchatov por Savely Moiseevich Feinberg. Los VVER se desarrollaron originalmente antes de la década de 1970 y se han actualizado continuamente. Como resultado, el nombre VVER se asocia con una amplia variedad de diseños de reactores que abarcan desde reactores de la generación I hasta diseños modernos de la generación III+. La potencia va de 70 a 1300 MWe, con diseños de hasta 1700 MWe en desarrollo[3][4]

El primer prototipo VVER-210 se construyó en la central nuclear de Novovoronezh.

Las centrales VVER se han instalado principalmente en Rusia y la antigua Unión Soviética, pero también en China, Finlandia, Alemania, Hungría, Eslovaquia, Bulgaria, India e Irán. Los países que están planeando introducir reactores VVER son Bangladesh, Egipto, Jordania y Turquía.[2]

Los reactores VVER de ROSATOM se encuentran entre los reactores más utilizados del mundo. Las plantas VVER han demostrado su alta fiabilidad en más de 1300 reactores-año de funcionamiento. Desde la puesta en servicio de la primera unidad de potencia VVER en los años 60, la tecnología ha estado proporcionando electricidad segura y asequible en todo el mundo: desde las montañas armenias hasta el campo de la República Checa, por encima del Círculo Polar Ártico y en el extremo sur de la India.[5]

1.1. Diseños de reactores rusos

Mientras que los Estados Unidos y Europa Occidental persiguieron LWRs de diseños algo similares, la antigua Unión Soviética y los antiguos países del Bloque del Este desarrollaron sus propios diseños únicos. Estos diseños incluyen los reactores RBMK y VVER. Ambos han encontrado una amplia aplicación en la antigua Unión Soviética, en los antiguos países del Bloque Oriental y en otros lugares. Tienen varias características únicas que no se encuentran en los diseños de reactores occidentales.[3]

1.1.1. Reactores VVER

Se pusieron en operación en 1970, la serie de reactores VVER 440 generaban 440MWe, Todos estos reactores de diseño tienen seis lazos, una válvula de aislamiento en cada lazo y un tubo horizontal de generación de vapor con un diseño único. El NSSS maneja turbinas de vapor de 220MEe. Condiciones de operación del VVER se muestran en el cuadro 1.

El diseño del núcleo del reactor difiere de la mayoría de los diseños occidentales, ya que usa ensamblajes hexagonales para el combustible. Cada ensamblaje de combustible está envuelto por una cubierta similar a los BWR estadounidenses. El núcleo consiste en 312 ensamblajes de combustible y 37 ensamblajes de control móviles. Los ensamblajes de control tienen seguidores de combustible que entran en la sección superior del núcleo que contiene también el material de control compuesto por acero de boro. Cada ensamblaje consiste en 126 barras de combustible, cada una acomodada en forma triangular, la barra de combustible tiene 9.1mm de diámetro y contiene 7.5mm de diámetro de UO₂, las pastillas de combustible enriquecidas de 2.4 a 2.6 3/o. Las barras de combustibles son de 3.53 m de largo. Adicionalmente el control se hace a través de ácido bórico así como en los PWR occidentales.[3]

	VVER-440	VVER-1000
Potencia	1375 MWt	3000 MWt
Altura del núcleo	2.5 m	3.5 m
Diámetro del núcleo	2.88 m	3.12
Enriquecimiento de combustible	3.5 %	4.26 %
tubo de entrada	269 °C	289 °C
tubo de salida	300 °C	319 °C
Presión de vapor	125 $\frac{Kg}{cm^2}$	160 $\frac{Kg}{cm^2}$
Presión de sistema de refrigeración	44 $\frac{Kg}{cm^2}$	60 $\frac{Kg}{cm^2}$

Cuadro 1: Parámetros VVER

El reactor más grande de la serie VVER 1 000 es un PWR de cuatro lazos que se asemeja mucho al un PWR occidental estándar. Con una potencia nominal de 1.000 MWe, estos reactores entraron en servicio a mediados de la década de 1980. Se diferencian de la serie de diseño 440 en que utilizan una conexión similar a los PWR occidentales y tienen cuatro lazos con un generador de vapor en cada lazo. Al igual que los reactores VVER 440, los VVER 1000s utilizan generadores de vapor horizontales y dos turbinas.

VVER-1000 Plant Layout

- 1.Horizontal steam generator,
- 2.Reactor coolant pump,
- 3.Containment building,
4. Refueling crane,
- 5.Control rod assemblies,
- 6.Reactor vessel.

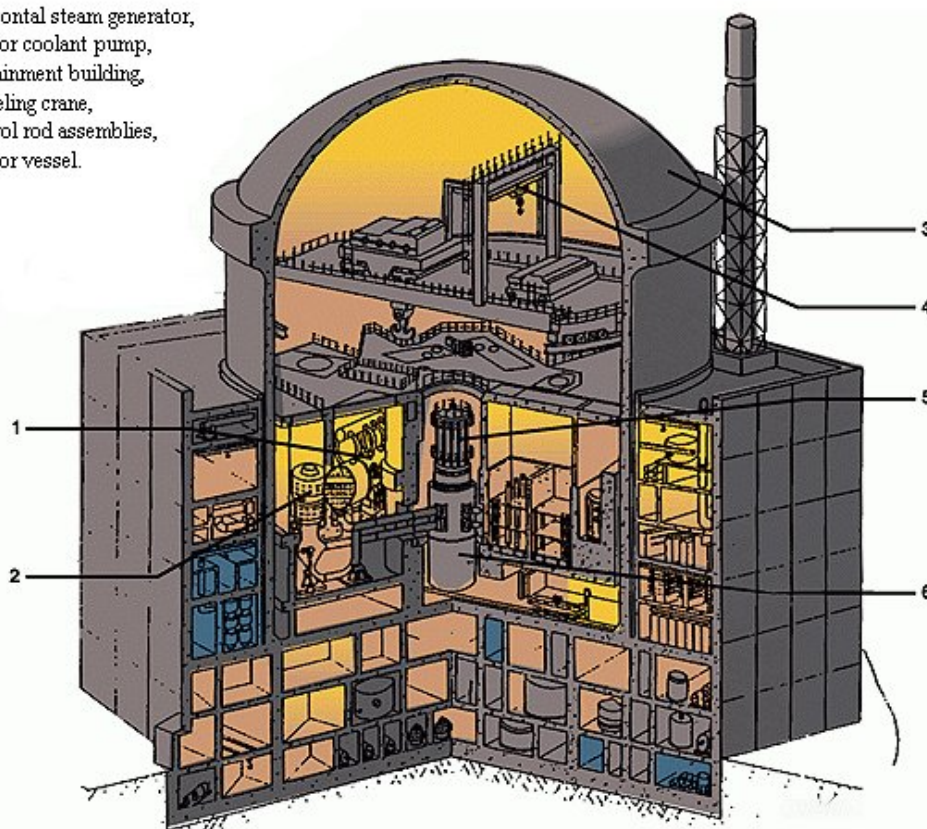


Figura 1: VVER 1000

La figura 1 muestra la disposición de un VVER 1000 típico. Al igual que el VVER 440, el VVER 1000 utiliza elementos de combustible hexagonales. Sin embargo, los elementos de combustible de la serie 1000 son mucho más grandes que los del diseño VVER 440 y no tienen cubiertas de elementos de combustible. El combustible también utiliza una zonificación del enriquecimiento con pines de combustible de menor enriquecimiento ubicados en la periferia de [3]

2. Reactores VVER-1200

En la figura 2 podemos apreciar el diagrama esquemático de un reactor VVER más moderno a comparación del VVER, en é podemos apreciar los signos de referencia que a continuación serán enlistados.

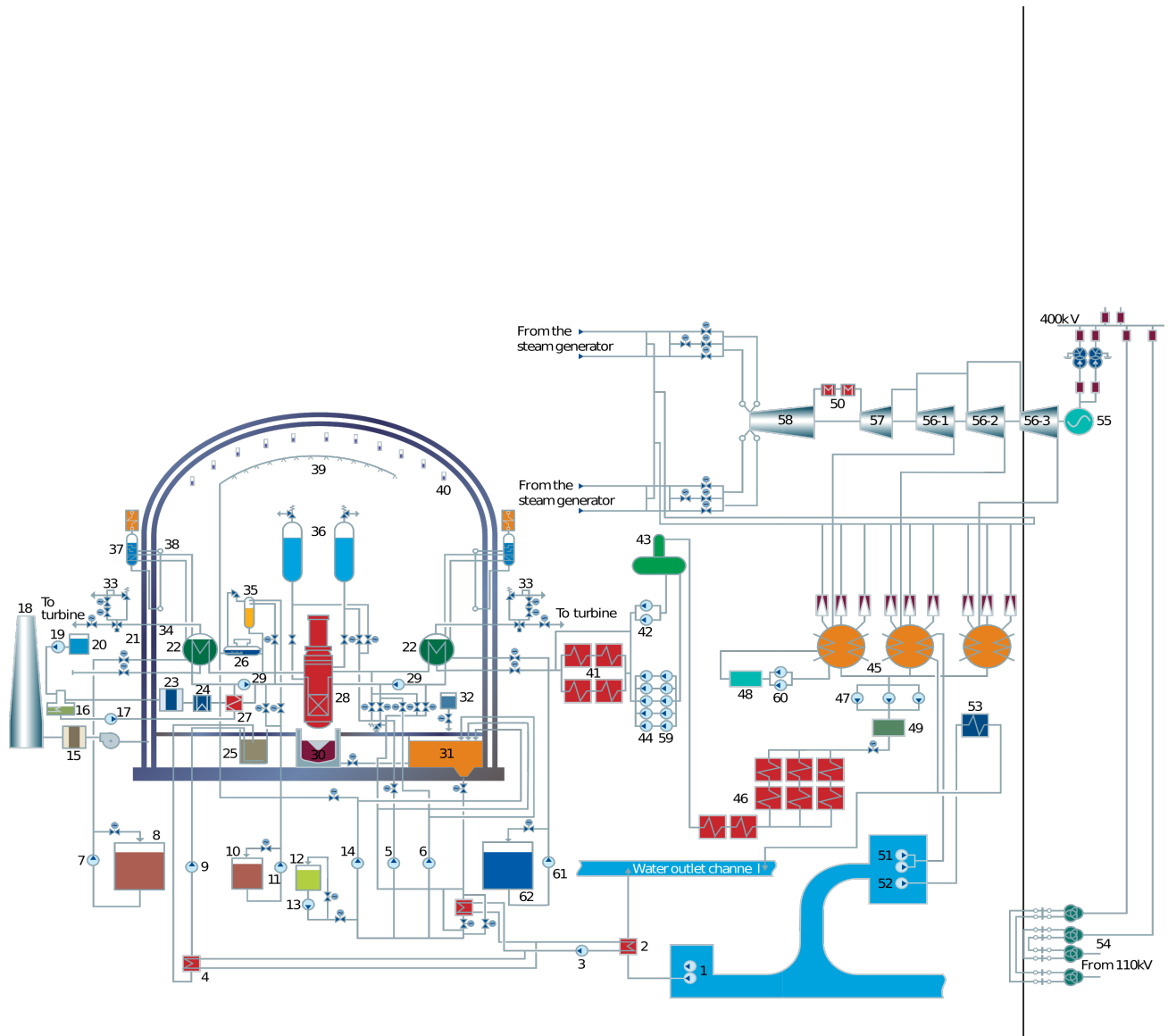


Figura 2: Diagrama Esquemático Simplificado [5]

- | | |
|---|--|
| 1. Bomba de agua de refrigeración esencial (o .ª agua de servicio") | refrigeración para consumidores prioritarios |
| 2. Intercambiadores de calor del circuito intermedio de | 3. Bomba del circuito intermedio |

4. Intercambiador de calor de la piscina de combustible gastado
5. Sistema de inyección de emergencia, bomba de baja presión
6. Sistema de inyección de emergencia, bomba de alta presión
7. Bomba de agua de alimentación de emergencia
8. Tanques de almacenamiento para ácido bórico de alta concentración
9. Bomba de refrigeración de combustible gastado
10. Tanques de almacenamiento para solución de ácido bórico
11. Bomba del sistema de boración de emergencia
12. Tanque de almacenamiento de reactivos químicos
13. Bomba de suministro para reactivos químicos
14. Bomba del sistema de rociado de contención
15. Filtrante
16. Purgador de aire del sistema de control de volumen y químico
17. Bomba del sistema de control de volumen y de productos químicos
18. Chimenea de ventilación
19. Bomba con fugas controladas
20. Depósito con fugas controladas
21. Contención externa
22. Generador de vapor
23. Planta de tratamiento
24. Refrigerador posterior
25. Piscina de combustible gastado
26. Tanque de ebullición
27. Intercambiador de calor regenerativo para el sistema de control de volumen y químico
28. Reactor
29. Bomba de refrigerante del reactor
30. Captador de núcleos
31. Sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo del sumidero y tanque de almacenamiento de agua de reabastecimiento de combustible
32. Tanque de reserva de emergencia de álcali (NaOH)
33. MSIV, conjunto de válvulas de seguridad y alivio
34. Confinamiento
35. Presurizador
36. Hidroacumuladores ECCS
37. Tanque del sistema de remoción de calor pasivo
38. Condensador para el sistema de eliminación pasiva de calor de contención
39. sistema de rociado
40. Recombinador pasivo de hidrógeno
41. Calentadores de alta presión
42. Bomba de agua de alimentación auxiliar eléctrica
43. Purgador de aire
44. Bomba de agua de alimentación eléctrica
45. Condensador
46. Calentadores de baja presión
47. Bombas de condensado, primera etapa
48. Unidad de planta de agua desmineralizada
49. Tratamiento principal de condensados
50. Sobrecalentador
51. Bombas de agua de refrigeración de circulación
52. Bomba de agua de refrigeración para los consumidores de la sala de turbinas
53. Consumidores de sala de turbinas
54. Transformador reductor de tensión de reserva
55. Grupo electrógeno
56. Cilindros de baja presión de turbina
57. Cilindro de presión intermedia de la turbina

- | | |
|---|--|
| 58. Cilindro de alta presión de la turbina | lización de unidades |
| 59. Bomba de impulsión | 61. Bomba de agua de alimentación de emergencia |
| 60. Bombas de condensado para plantas de desminera- | 62. Tanque de almacenamiento de agua desmineralizada |

2.1. Refirgerante

2.1.1. Tubería principal del refrigerante

La tubería principal del refrigerante (primario) que conecta el reactor, los generadores de vapor y el refrigerante del reactor tiene un diámetro nominal, Dnom, de 850 mm, con una vida útil de 60 años. El valor nominal externo el diámetro es de 990 mm y el grosor nominal de la pared- ness es de 70 mm. La longitud total es de 146 m. La principal está diseñado para satisfacer todas las necesidades condiciones del concepto de "fuga antes de la rotura": ma- propiedades teriales, análisis de estrés, inspección en servicio. y control de fugas.[5]

2.1.2. Bomba de refrigerante del reactor

La bomba de refrigerante del reactor (principal), también RCP (Reactor Coolant Pump) es de la GCNA Tipo 1391. La RCP está equipada con un volante de inercia que proporciona un funcionamiento suave de la circulación principal del refrigerante. En escenarios de accidentes con pérdida de potencia. Esto permite un enfriamiento adecuado del reactor hasta que el el reactor está apagado y el calor de decaimiento ha caído a un nivel en el que pueda ser eliminado de forma segura y natural.

Los datos básicos de la bomba GCNA-1391 son los siguientes según se indica: capacidad, 22 000 m³ /h; altura de elevación, 0,588 MPa; presión nominal de succión, 16,02 MPa; rpm, 1000; consumo de potencia, caliente, <5 MW; potencia con- Consumo, frío, <6,8 MW; frecuencia de la corriente de alimentación. cy, 50 Hz; peso (sin motor), 75,5 t; servicio vida, 60 años.

El GCNA-1391 es un conjunto de bombas verticales, que consiste en una bomba centrífuga de una etapa con un eje mecánicamente sellado y soldado esféricamente. carcasa forjada y asíncrona de dos velocidades. motor trifásico con volante de inercia. La refrigeración de la bomba motor y lubricación de todos los cojinetes por el agua. Refrigeración y lubricación sin aceite elimi- nates the risk of oil fire inside the reactor contain- la construcción de capacidades. El diseño de la junta asegura que los valores nominales de la fuga a través de la bomba es muy pequeña cuando la la bomba está parada y no hay refrigeración o agua activa se inyecta en el sello. Esto elimina la la bomba como posible causa de la pérdida de refrigernate del reactor.

El diseño permite la sustitución de los componentes principales sin abrir la junta principal, lo que considera una facilidad en el mantenimiento y la reparación.[5]

2.2. Ejemplo Balakovo-3

Agua de refrigeración Balakovo-3 con ácido de boro H3BO3:

EFPD = 0: Concentración H3BO3 5,2 [$\frac{g}{Kg}$] H2O

FEPA = 170,1: Concentración H3BO3 2,7 [$\frac{g}{Kg}$] H2O

La temperatura promedio del combustible por VVER-1000 En potencia Máxima es de 830 C grados.[4]

3. Potencia eléctrica y térmica

Unidad	Tipo de Reactor	En Red	En Bruto	Construcción	En Red	Comercial	Apagado
Balakovo-1	VVER-1000/320	950 MW	1000MW	1980-12-01	1985-12-28	1986-05-23	2045 previsto
Balakovo-2	VVER-1000/320	950 MW	1000MW	1981-08-01	1987-10-08	1988-01-12	2043
Balakovo-3	VVER-1000/320	950 MW	1000MW	1982-11-01	1988-12-25	1989-04-08	2048
Balakovo-4	VVER-1000/320	950 MW	1000MW	1984-04-01	1993-05-12	1993-12-22	2053
Balakovo-5	VVER-1000/320	950 MW	1000MW	1987-04-01			Sus. 1992
Balakovo-6	VVER-1000/320	950 MW	1000MW	1988-05-01			Sus.1992

Cuadro 2: Capacidades reactores VVER Balakovo

[1]

4. Sistemas de seguridad

Se diseñó la planta VVER-1200 (AES-2006) para cumplir con los requisitos generales de seguridad rusos emitidas en 1997, que eran coherentes con la Grupo Internacional de Seguridad Nuclear del OIEA (INSAG) recomendaciones. El grupo INSAG recomienda- de los países en vías de desarrollo.

Llamadas centrales nucleares de "Generación (Generación) III", y la actual norma de seguridad del OIEA en materia nuclear la seguridad en el diseño de centrales eléctricas, publicada en 2012, construye con los mismos principios. La seguridad general rusa también son coherentes con las normas de seguridad los objetivos especificados por la WENRA (Organización de Europa Occidental) de Reguladores Nucleares) en 2010 para los nuevos centrales nucleares.

El diseño del VVER-1200 (AES-2006) tiene en cuenta Condiciones de ampliación del diseño (DEC), de acuerdo con con la actual norma de seguridad del OIEA. Por lo tanto, todos los nuevos Las plantas VVER-1200 en construcción ya cuentan con características de diseño que tienen plenamente en cuenta la principales "lecciones aprendidas de Fukushima", incluyendo:

- enfriamiento a largo plazo del núcleo del reactor sin necesidad de electricidad. poder calórico;
- Eliminación del calor de decaimiento a largo plazo que no depende en el disipador primario de calor final (mar, río, refrigeración torre;
- Protección de la integridad de la contención del reactor con sistemas dedicados después de un accidente de fusión del núcleo.

Los sistemas de seguridad están diseñados para tener el capacidad para un funcionamiento estable en condiciones adversas debido a fenómenos naturales como los terremotos, inundaciones, vientos de tormenta, huracanes, nevadas, torna- de temperaturas extremas altas y bajas, como por ejemplo así como eventos inducidos por el hombre como un accidente de avión (o impacto de partes de aeronaves), onda de choque aéreo, fuego, e inundaciones causadas por roturas de tuberías de agua. Los principios fundamentales incluyen:

- El principio de seguridad inherente, es decir, la capacidad de del reactor para garantizar la seguridad basada en la naturaleza procesos y características de retroalimentación.

- En profundidad, es decir, la utilización que impiden la liberación de iones. la radiación y las sustancias radiactivas a la medio ambiente, así como un sistema de control técnico y de medidas organizativas para la protección de estos barreras.

El concepto principal para proporcionar una funciones de seguridad:

- Pasividad: Se utilizan medios pasivos para hacer frente a condiciones de ampliación del diseño "más allá del diseño accidentes de base"(sistema de enfriamiento pasivo SG, paso- sistema de enfriamiento de contención de siembra) y proporcionar para sistemas de seguridad activa.
- Redundancia de trenes múltiples: La planta utiliza cuatro trenes para los sistemas de seguridad y para su control sistemas.
- Diversidad: Los sistemas de respaldo para los sistemas funciones básicas de seguridad utilizan diferentes equipo del sistema de seguridad de respaldo y si es posible, también un principio de funcionamiento diferente.
- Separación física: Los cuatro trenes de seguridad y sus sistemas de control son físicamente separado, que soluciona los fallos de modo común por incendio, accidente aéreo y acto terrorista. Unidad salas de control (sala de control principal y sala de emergencia) de control) también se encuentran físicamente en sepa- tarifa habitaciones/edificios.

Sistemas de seguridad (alta/baja) presión

Nivel 1	Nivel 2	Nivel 3
Para prevenir pérdidas tratamientos químicos para prevención	Para detectar pérdidas, Inspección, mantenimiento y recomendaciones, Sensibilidad de detección y actividad de línea de vapor	Para consecuencias límite

Cuadro 3: Caso base de diseño

5. Ventajas y desventajas con otras tecnologías

El VVER es un reactor de agua a presión (PWR), el tipo más común de reactor nuclear en el mundo, empleando agua ligera como refrigerante y moderador. Sin embargo, hay algunas diferencias significativas entre el VVER y otros tipos de PWR, tanto en términos de diseño como de materiales utilizados. Las características distintivas del VVER son las siguientes:

- Utilización de generadores de vapor horizontales.
- Utilización de elementos combustibles hexagonales.
- Evitación de penetraciones en el fondo del recipiente VVER.
- Utilización de presurizadores de alta capacidad.

[5]

En comparación con los reactores RBMK -el tipo de reactores implicados en la catástrofe de Chernóbil-, el VVER utiliza un diseño intrínsecamente más seguro. No tiene el riesgo del RBMK moderado por grafito de una sobretensión o un accidente de criticidad. También las centrales eléctricas RBMK se construyeron sin estructuras de contención por razones de coste y de relativa facilidad de reabastecimiento de combustible (los elementos de combustible de una RBMK pueden sustituirse mientras el reactor funciona a su potencia nominal, lo que permite el funcionamiento continuo y la extracción de plutonio en comparación con la mayoría de los reactores de agua presurizada, como el VVER, que deben cerrarse para intercambiar los conjuntos de varillas de combustible).

6. Construcciones actuales VVER

Reactor	Type	Model	Owner	Operator
PWR	VVER	V-320 Joint	Stock	Company
Reference	Unit	Power	(Net	Capacity)
950	MWe 950	MWe 1000	MWe 3000	MWt
Construction	Start	Date	First	Criticality
01	Dec,	1980 12	Dec,	1985
First	Grid	Connection	Commercial	Operation
28	Dec,	1985 23	May,	1986

Cuadro 4: BALAKOVO-1 Detalles del reactor

Desde los años 60 se han construido un total de 67 reactores VVER.[5]

6.1. Reactores

En el cuadro 5 podemos apreciar las generaciones de reactores surgidos a la necesidad energética en orienta además de implementación de mejoras continuas a partir de situaciones que superaron la seguridad de las técnicas existentes como lo fué el incidente de fukushima.

- V-320
 - Rusia: Balakovo 1-4, Kalinin 3-4
 - Rostov 1-2, Rostov 3-4 (en construcción)
 - Ucrania: Rovno 3-4, Zaporozhe 1-6
 - Khmelnitski 1-2, Ucrania del sur 3
 - Bulgaria: Kozloduy 5-6
 - Czech Rep.: Temelin 1-2
- V-412
 - China: Tianwan 1-2
 - Tianwan 3-4 (en construcción)
 - India: Kudankulam 1
 - Kudankulam 2 (en construcción)
- V-428
 - Iran: Bushehr 1
- V-466

[5]

Gen I VVER V-210	Gen II VVER-440 V-179	Gen II/Gen III VVER-1000 V-187	Gen III+ VVER-1200 V-392M
Russia: Novovoronezh 1 (decommissioned)	Russia: Novovoronezh 3-4	Russia: Novovoronezh 5	Russia: Novovoronezh II 1-2 (under construction)
V-365 Russia: Novovoronezh 2 (decommissioned)	V-230 Russia: Kola 1-2 Decommissioned: East Germany: Greifswald 1-4 Bulgaria: Kozloduy 1-4 Slovakia: Bohunice I 1-2	V-302 Ukraine: South Ukraine 1	V-491 Russia: Baltic 1-2 (under construction) Leningrad II 1-2 (under construction) Belarus: Belarus 1 (under construction)
	V-213 Russia: Kola 3-4 Ukraine: Rovno 1-2 Hungary: Paks 1-4 Czech Rep.: Dukovany 1-4 Finland: Loviisa 1-2 Slovakia: Bohunice II 1-2 Mochovce 1-2 Mochovce 3-4 (under construction)	V-338 Ukraine: South Ukraine 2 Russia: Kalinin 1-2	V-491 Russia: Baltic 1-2 (under construction) Leningrad II 1-2 (under construction) Belarus: Belarus 1 (under construction)
	V-270 Armenia: Armenia-1 (decommissioned) Armenia-2		

Cuadro 5: Reactores VVER en el mundo

7. Conclusiones

El objetivo del presente documento fue cubierto ya que se describió la operación mantenimiento y detalles técnicos de éste tipo de reactor, y su aplicación como plantas generadoras de energía eléctrica pero también es importante mencionar que éste tipo de reactores en occidente conocidos como PWR son utilizados como fuentes de movimiento para barcos y submarinos nucleares, gracias a sus versiones compactas.

Este tipo de reactores constituye parte del esfuerzo internacional para la detención del cambio climático, ya que cada vez se consume más cantidad de energía. Y en oriente el reactor VVER puede tomar parte de ello porque al tener ésta tecnología con acceso por parte de la federación rusa involucra una mayor introducción con reactores, soporte en operación y mantenimiento.

En aplicaciones para el futuro éste tipo de reactores se pueden volver plataformas móviles para el abastecimiento de poblados con difícil acceso y tal vez en aplicaciones diversas en el transporte que todavía necesita refinamiento

sobre temas de seguridad.

Referencias

- [1] Balakovo nuclear power station. *Standarty i Kachestvo*, (4):98–99, 2001.
- [2] Fernanda Baeza G. Aspectos generales. *Revista Chilena de Anestesia*, 38(2):75–77, 2009.
- [3] John R Lamarsh and Anthony J Baratta. *Introduction to Nuclear Engineering*. Prentice Hall, Upper Saddle River, New Jersey 07458, third edition, 2001.
- [4] Sinbad Abstract Nea. Balakovo-3 VVER-1000 Balakovo-3 VVER-1000. pages 4–7, 1995.
- [5] Rosatom. Evolution | Design | Safety The VVER today.