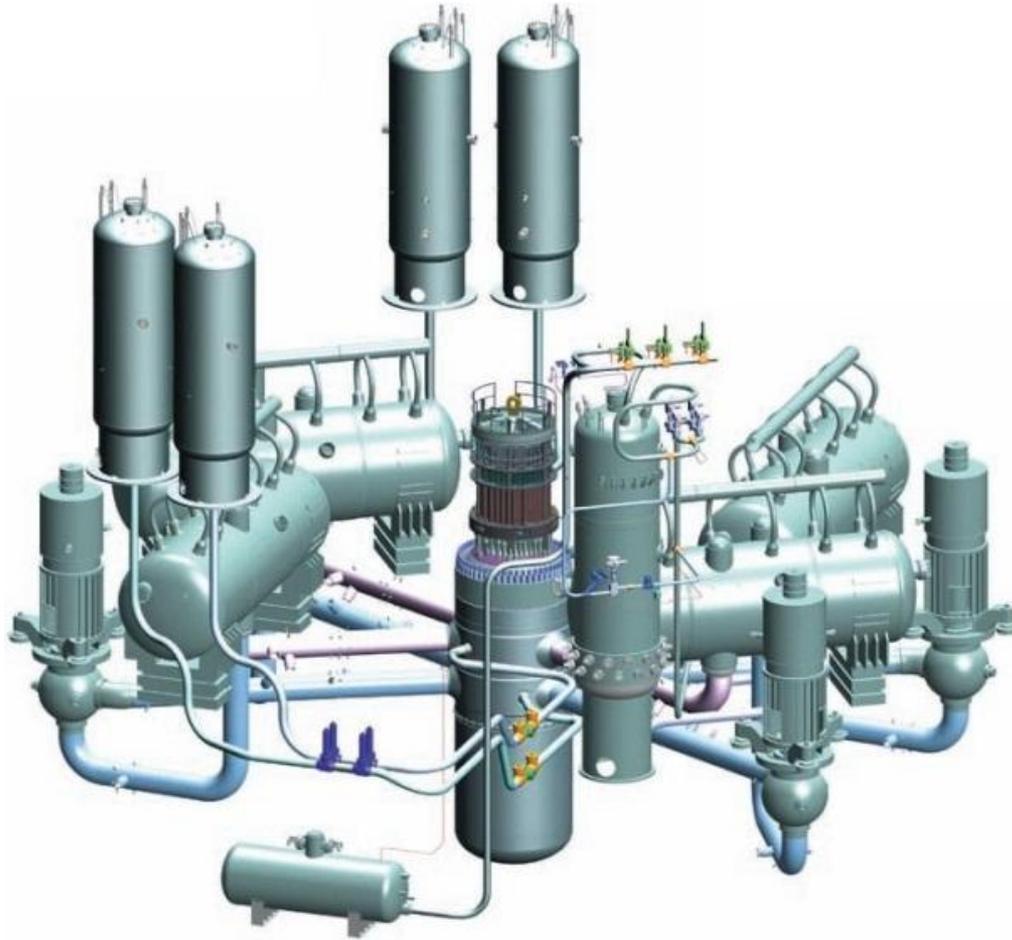


Типы ядерных реакторов

Типы реакторов

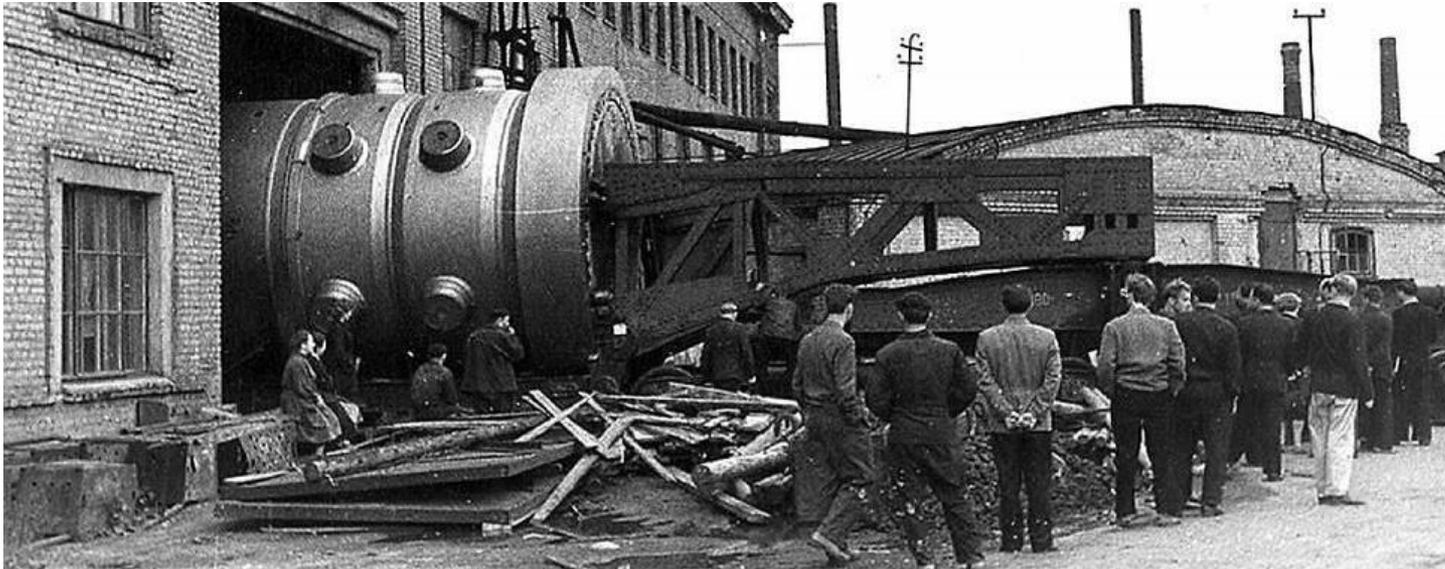
- PWR – водо-водяной реактор
- BWR – водо-водяной кипящий реактор
- PHWR – тяжеловодный реактор
- GCR – газоохлаждаемый реактор
- LWGR – водографитовый реактор
- FBR – быстрый реактор
- HTGR – высокотемпературный газоохлаждаемый реактор
- HWGCR – тяжеловодный газоохлаждаемый реактор
- HWLWR – тяжеловодный водоохлаждаемый реактор
- SGHWR – кипящий тяжеловодный реактор

Водо-водяной ядерный реактор (PWR)



- Реактор с легкой водой под давлением
- Система охлаждения реактора петлевого типа
- Патрубки реактора на двух высотах
- Нет отверстий ниже входного патрубка
- Горизонтальный парогенератор
- Шестигранная топливная сборка
- Около 1500 реактор*лет эксплуатации

Первый реактор ВВЭР



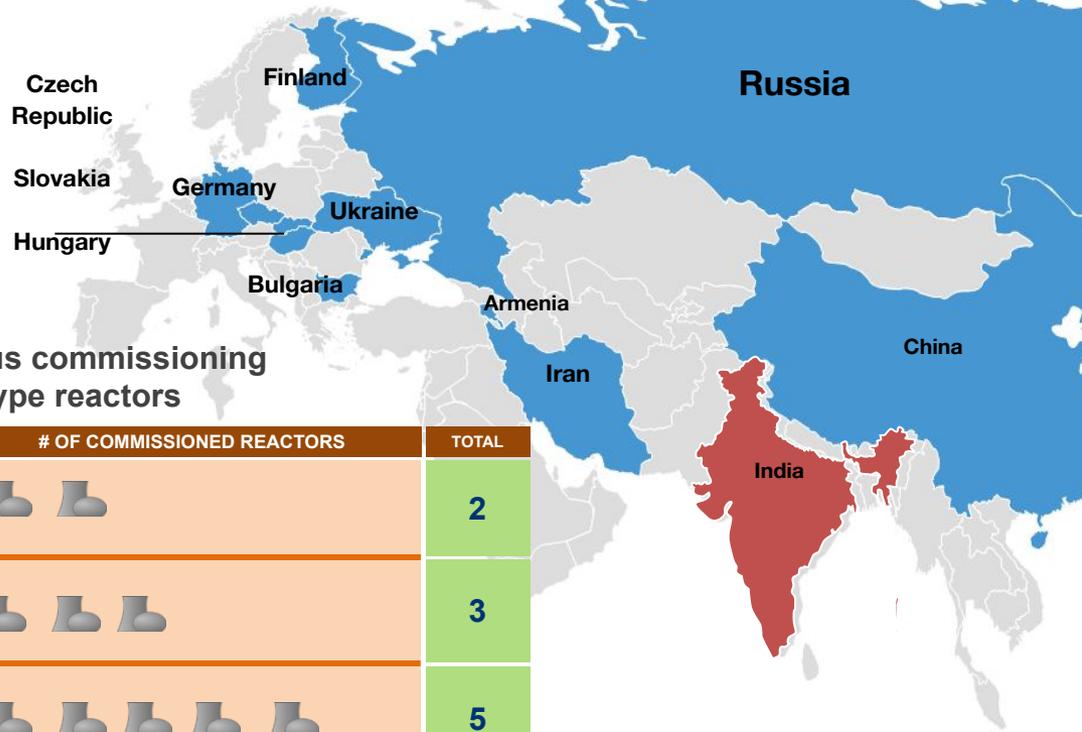
- 1964 — запущен первый реактор ВВЭР, самый мощный энергореактор в мире
- Технические решения ВВЭР-210 — традиционные для всех поколений ВВЭР
- За 50 лет включено в сеть более 70 блоков ВВЭР

Изменение основных характеристик ВВЭР

Параметр	ВВЭР-210	ВВЭР-365	ВВЭР-440	ВВЭР-1000 (серийный)	ВВЭР-1200 (серийный)
Мощность электрическая, МВт	210	365	440	1000	1200
Давление в корпусе, МПа	10,0	10,5	12,5	16,0	16,2
Температура теплоносителя вход/выход, °С.	252 / 273	252 / 280	268 / 301	289 / 322	298,6/329,7
Средняя расчетная глубина выгорания, МВт*сут/кг	13	27	28,6	26 - 40	до 70
Среднее обогащение топлива, %	2,0	3,0	3,5	3,3 – 4,4	5,0

Страны с реакторами ВВЭР

Global fleet of VVER type reactors



Continuous commissioning of VVER type reactors

YEARS	# OF COMMISSIONED REACTORS	TOTAL
1990-1995		2
1996-2000		3
2001-2005		5
2006-2010		4
2011-2016		9


23
 reactors

Country	Constructe d	In operation
Armenia	2	1
Bulgaria	6	2
China	2	2
Czech Republic	6	6
Finland	2	2
Germany	6	-
Hungary	4	4
Iran	1	1
India	2	2
Russia	21	19
Slovakia	6	4
Ukraine	15	15
TOTAL	73	58



Russia, Rostov NPP
Unit 2 - 1000 MW

2010



Russia, Kalinin NPP
Unit 4 - 1000 MW

2012



Russia, Rostov NPP
Unit 3 - 1000 MW

2014



Russia, Novovoronezh
NPP II, Unit 1 - 1200 MW

2016



Iran, Buser NPP
Unit 1 - 1000 MW



2011

India, Kudankulam NPP
Unit 1 - 1000 MW



2013

Russia, Belayarsk NPP
Unit 4 - 864 MW



2015

India, Kudankulam NPP
Unit 2 - 1000 MW



Первый в мире ВВЭР-1200 поколения 3+



20.05.2016 – первый атомный блок
№6 с ВВЭР-1200

Нововоронежской АЭС
последнего поколения 3+ выведен
на минимально контролируемый
уровень мощности

05.08.2016 – блок включен в сеть
и выдал первую энергию в
систему

Топливо для ВВЭР-1200

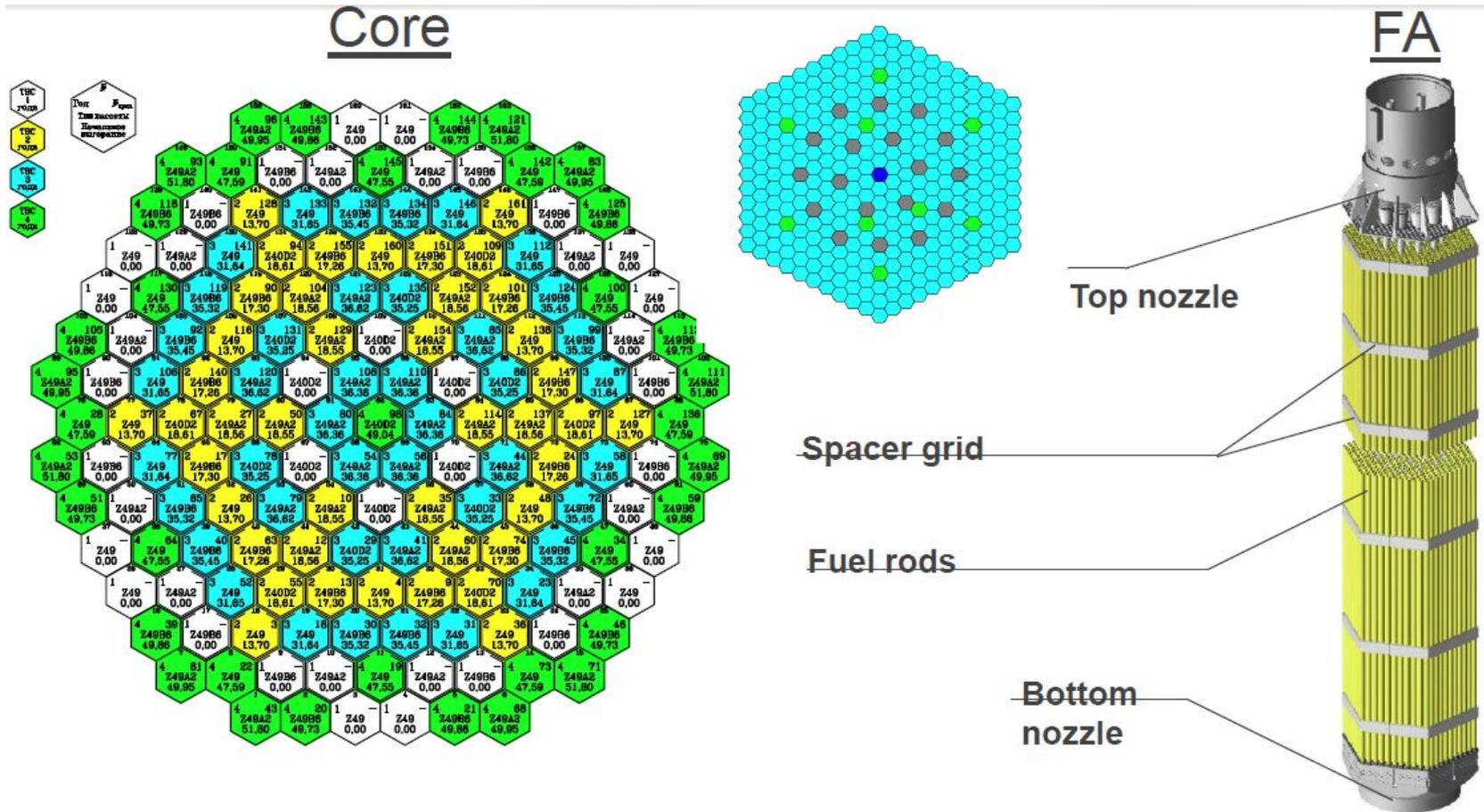
- Топливные таблетки:
Состав – UO_2
(^{238}U – 95%, ^{235}U – 5%)



- Тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ)
Материал - цирконий



Активная зона реактора ВВЭР-1200



163 топливные сборки с обогащением 5%
до 121 управляющего стержня

312 тепловыделяющих стержней
18 направляющих трубок

Парогенератор в схеме с РУ ВВЭР-1200



- Площадь теплообменных труб - 6100 м²
- Количество теплообменных труб 16x1.5 mm – 11000 шт.
- Класс безопасности - 1
- Сейсмическая категория –1



Коллектор первого контура:

- Класс безопасности – 1
- Сейсмическая категория –1
- Высота – 5.1 м
- Максимальный диаметр - 1.2 м
- Максимальная толщина стенки – 0.17 м

Конкурентные характеристики

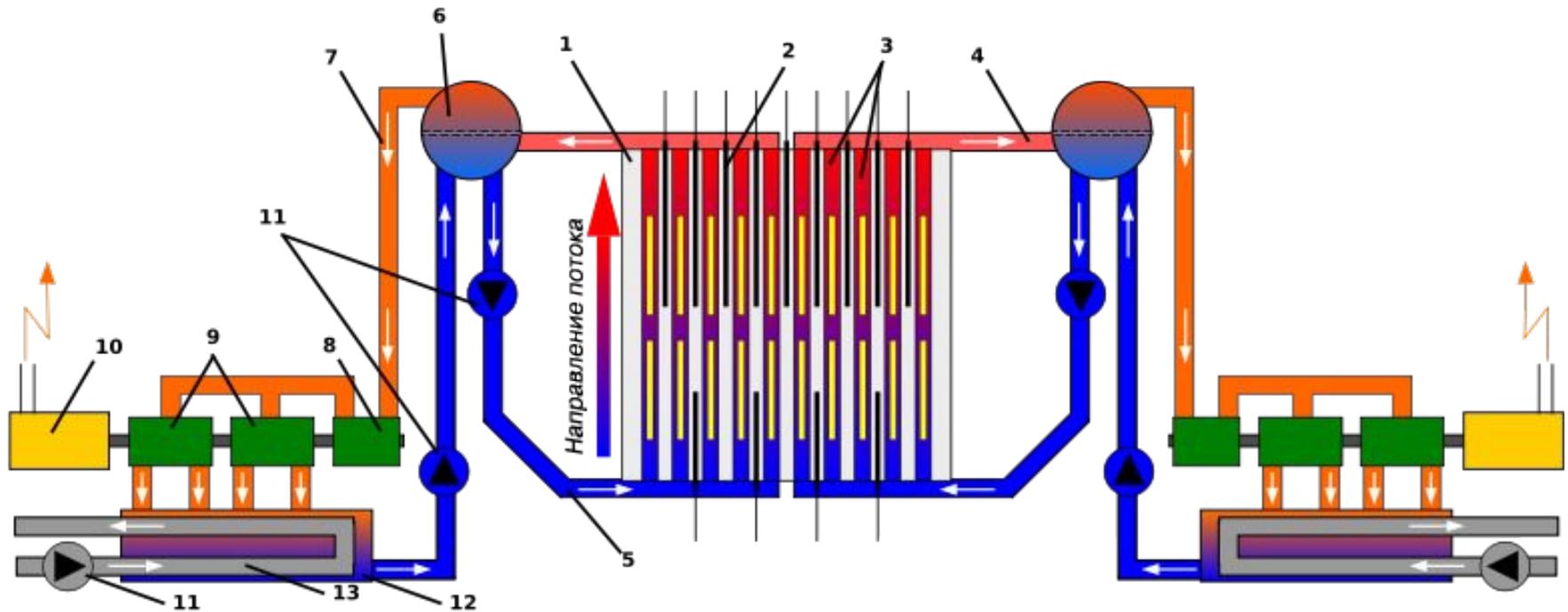


- Передовые ядерные технологии, реактор поколения 3+
- Мощность блока – 1200 МВт
- Эффективность (к.п.д.) – 36%
- Срок службы – не менее 60 лет
- Коэффициент технического использования (60 лет) – 92%
- Коэффициент использования установленной мощности (60 лет) – 90%
- Современные топливные циклы
- Межперегрузочный период – до 18 месяцев

Другие проекты водяных реакторов под давлением

- AP-1000 (Южная Корея)
- AP-1400 (Южная Корея)
- PWR (США)
- EPR (Франция,
Германия)
- CAP-1400 (Китай)

Кипящие водо-водяные ядерные реакторы



- | | |
|---------------------------------|-------------------------------------|
| 1 – Графитовый замедлитель | 8 – Турбина высокого давления |
| 2 – Стержни управления и защиты | 9 – Турбины низкого давления |
| 3 – Технологические каналы | 10 – Электрический генератор |
| 4 – Пар | 11 – Циркуляционные насосы |
| 5 – Вода | 12 – Охладитель (конденсатор) |
| 6 – Барабан-сепаратор | 13 – Вспомогательный водяной контур |
| 7 – Сухой пар | |

ВК-50

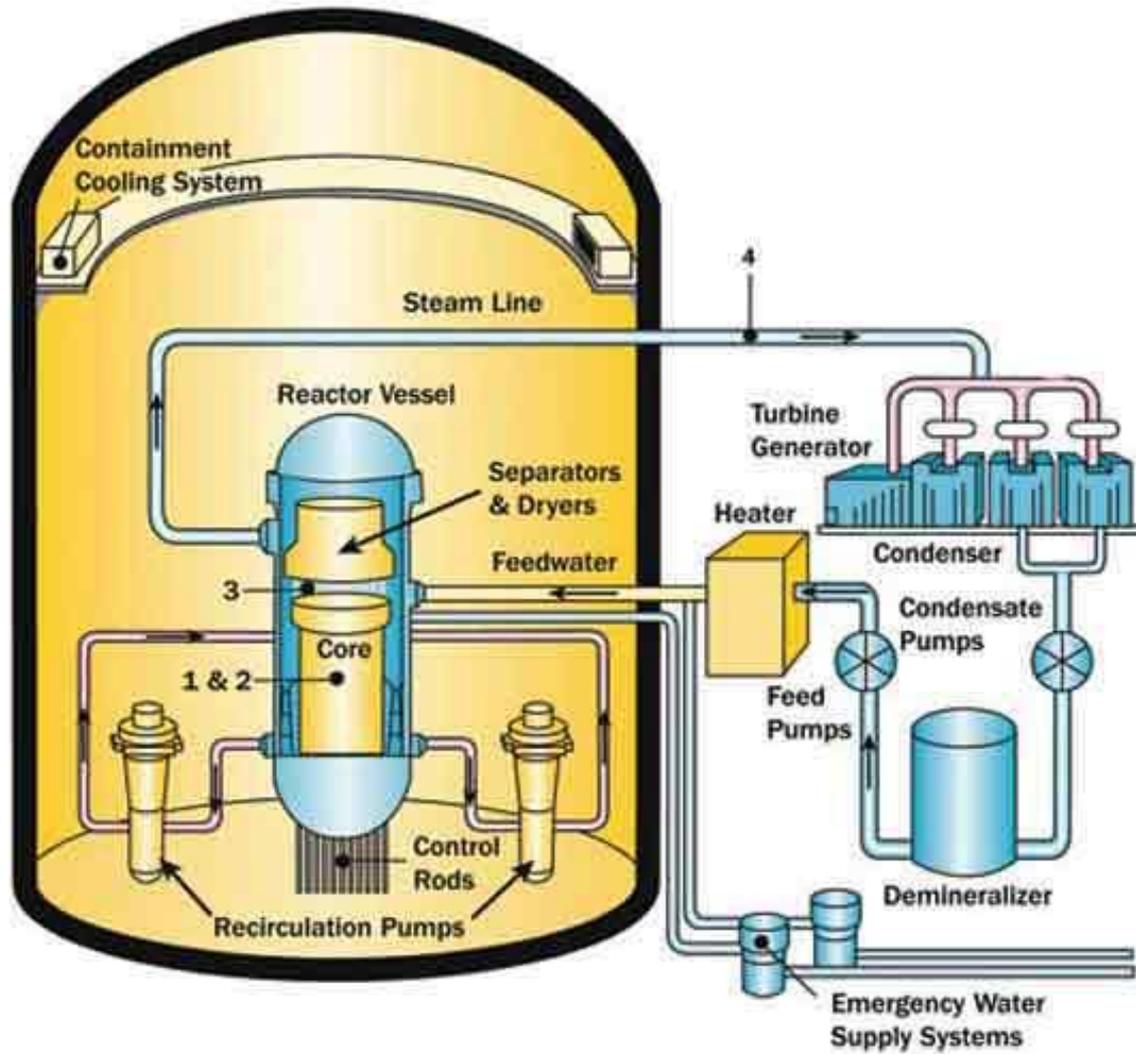


Работает с 1965 года в НИИАР

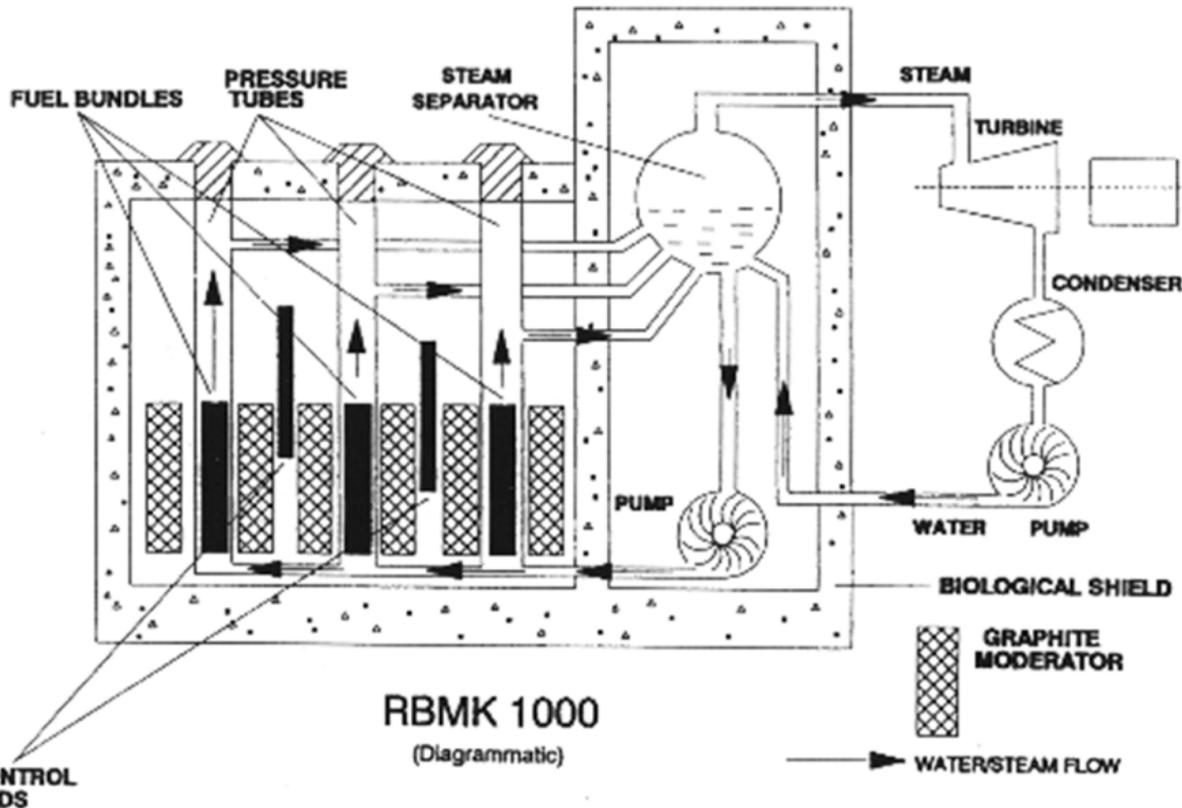
В верхней части корпуса реактора происходит разделение пара и воды.

Гравитационная сепарация пара.

BWR



Водографитовый реактор



Нейтроны рождаются в каком-либо топливном блоке, вылетают в графитовый блок, там замедляются до тепловых энергий и, попадая снова в какой-либо топливный блок, вызывают новые деления

Водографитовый реактор

В ВГР нет корпуса, следовательно, каждый канал работает индивидуально:

1. Должен выдержать рабочее давление теплоносителя;
2. От каждого канала нужно отводить (и подводить) теплоноситель по индивидуальному проводу;
3. Нужны сборные коллекторы (раздаточные коллекторы).

В отличие от ВВЭР в РБМК вода играет существенно разные роли в балансе нейтронов



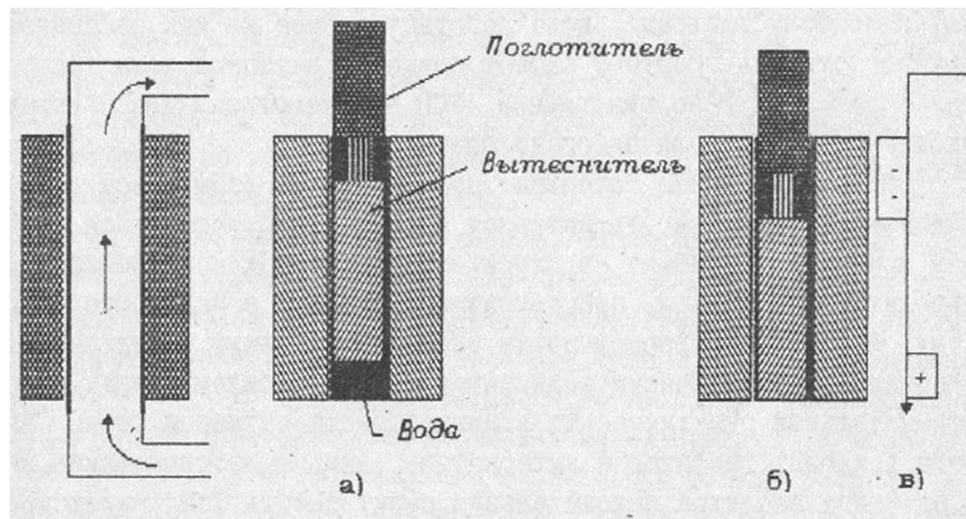
РБМК-1000

$H_{\text{core}} = 7 \text{ m}$

$D_{\text{core}} = 12 \text{ m}$

Основные технические характеристики реактора

Параметр	Величина
Номинальная тепловая мощность реактора, кВт	$3,2 \times 10^6$
Номинальный расход теплоносителя через реактор, м ³ /ч	$48-50 \times 10^3$
Паропроизводительность, т/ч	5400
Среднее массовое паросодержание на выходе из реактора, %	14,5
Температура теплоносителя, °С, на входе в ТК/ на выходе из ТК	270/284,5
Давление теплоносителя, кгс/см ² , на входе в ТК/ на выходе из ТК	79,6/75,3
Загрузка реактора, т	189,7
Обогащение топлива, %	2,4
Выгорание топлива в ТВС, МВт·сут/т, среднее по реактору в стационарном режиме перегрузок (кампания 1300 эфф. сут)	22 500
Общее количество ТК – 1661 шт., из них:	
ТК для установки ТВС	1156
Общее количество каналов СУЗ – 227, из них под установку:	
стержней БАЗ	24



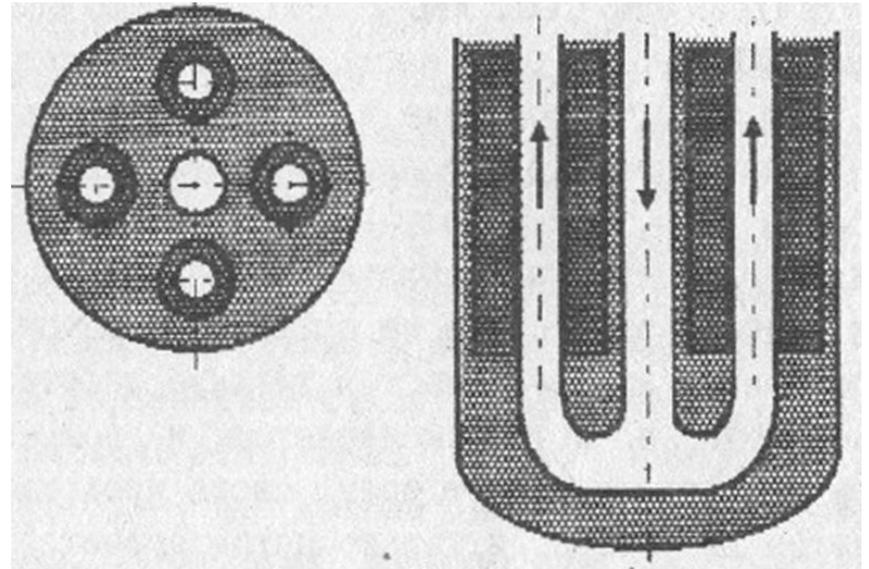
Водографитовые реакторы

- АМ
- АМБ-100
- АМБ-200
- ЭГП-6
- РБМКП-2400

Реактор АМ

Имеет шестигранную решетку графитовых блоков (под ключ 20 см).

Отверстия в центрах блоков служат для размещения полостью перегружаемых топливных каналов.

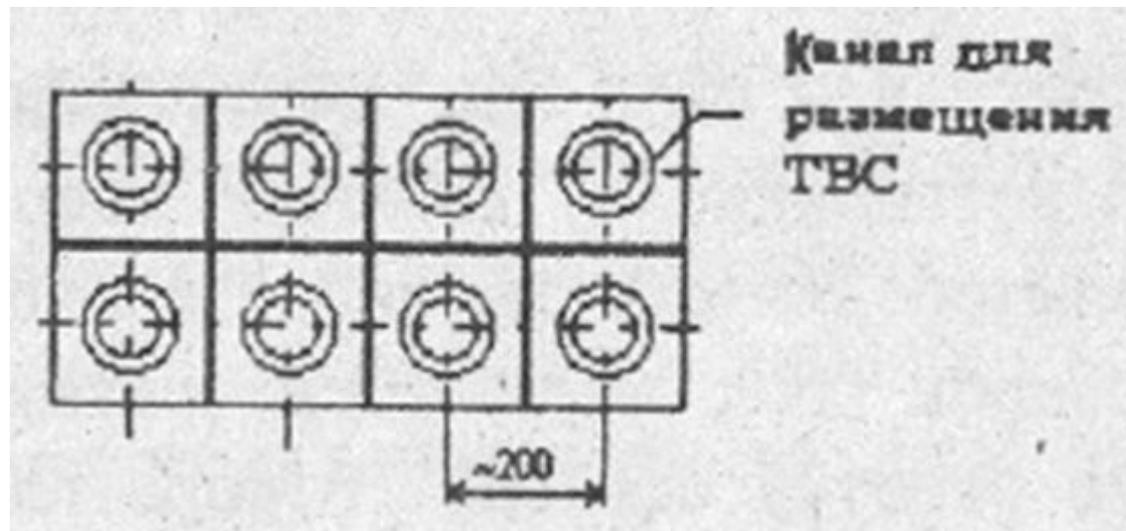


$H=6.0$ m

Имеется пароперегревательные каналы
АМБ-100, АМБ-200

$T_{\text{пара}}$ на выходе из ППК = 520 С.

КПД = 38%



ЭГП-6

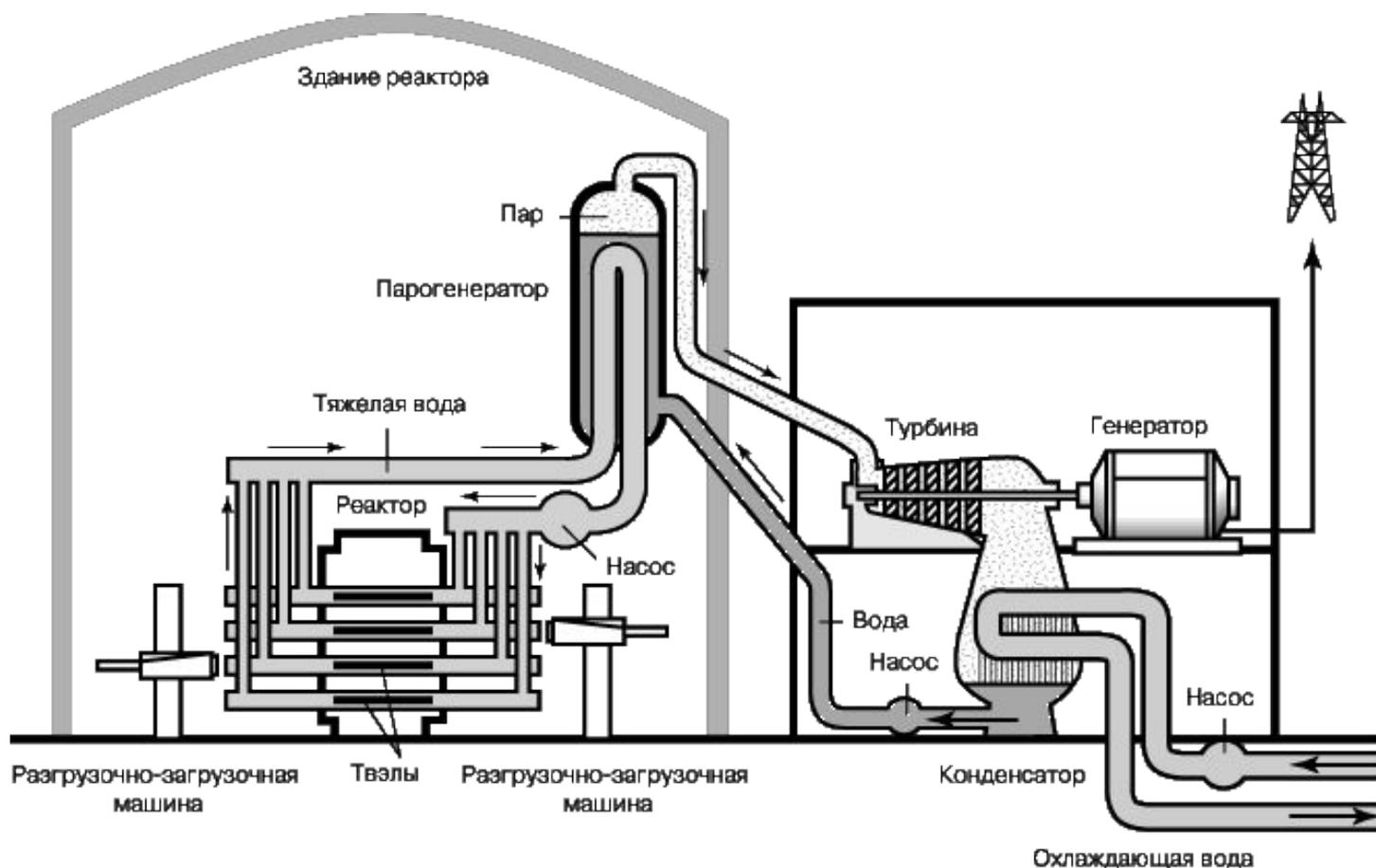
- Эл. мощность
- Одноконтурн
- Естественная



Канальный реактор на тяжелой воде

Замедлитель и теплоноситель – тяжелая вода

Топливо – уран естественного обогащения

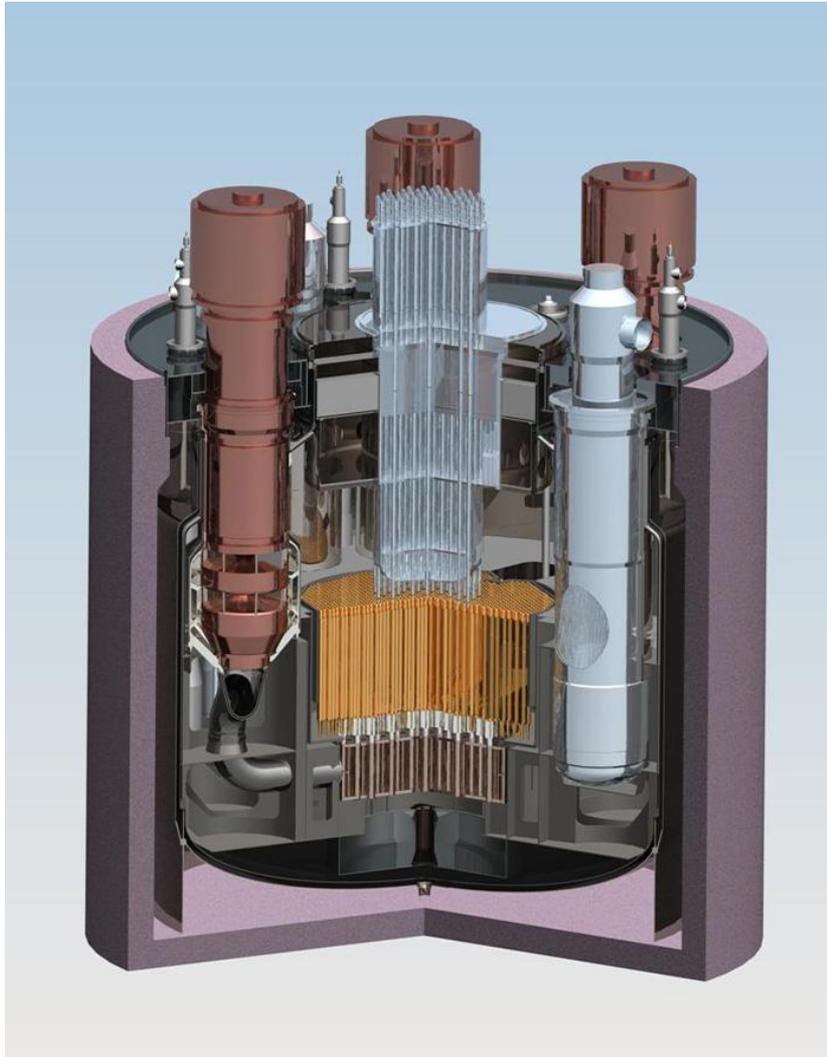


Освоение быстрых натриевых реакторов в мире

Тип установки	США	СССР	Франция	Англия	Германия	Япония	Индия	Китай
Экспериментальные установки малой мощности (5-20 МВт(т))	EBR-I EBR-II	БР-5 БР-10	Rapsodie	DFR	KNK-I KNK-II			
Экспериментальные установки повышенной мощности (50-100 МВт(т))		БОР-60				Joyo	FBTR	CEFR
Опытно-демонстрационные установки (до 1000 МВт(т))		БН-350	Phenix	PFR	SNR-300	Monju		
Опытно-промышленные установки (600-1200 МВт(т))		БН-600 БН-800	Super-phenix					

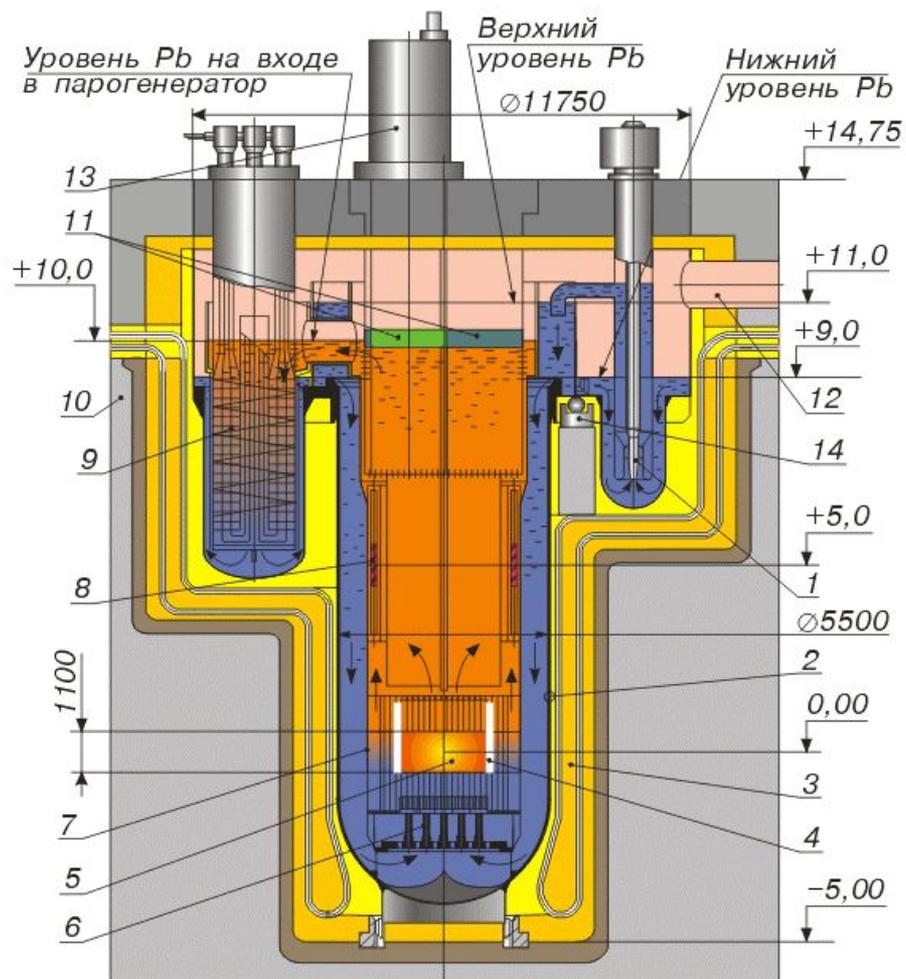


БН-1200



- Коммерческий реактор с натриевым теплоносителем
- МОКС-топливо
- Мощность 1200 Мвт (эл.)

БРЕСТ



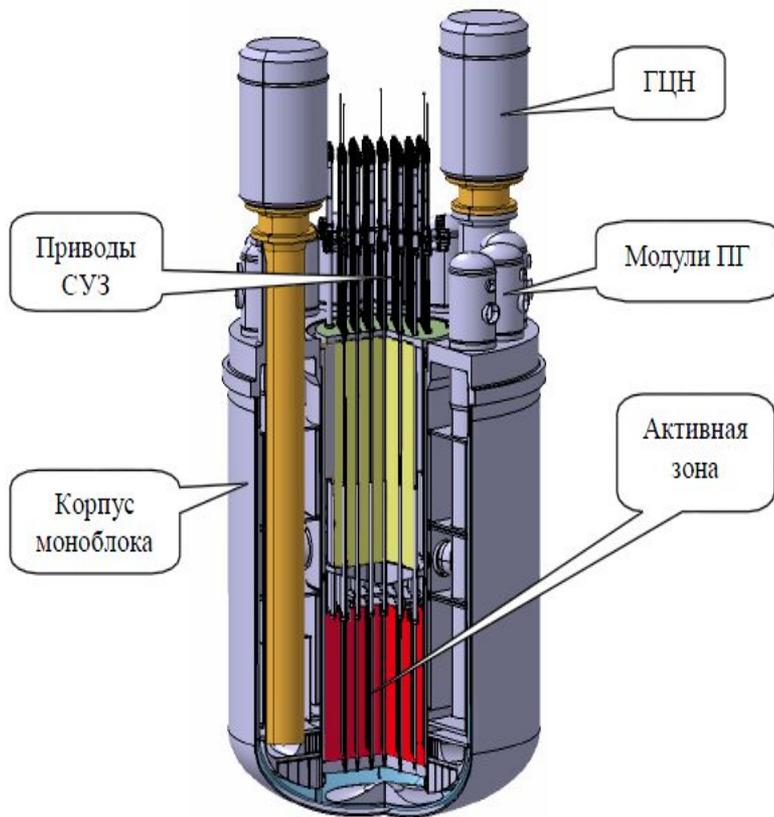
- БРЕСТ-ОД-300
- БРЕСТ-1200
- СВИНЦОВЫЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ
- МОНОНИТРИДНОЕ уран-плутониевое топливо

МБИР (Многоцелевой быстрый исследовательский реактор)



- Международная экспериментальная база
- Решение материаловедческих задач
- Нарботка медицинских изотопов
- Исследования в области замкнутого топливного цикла

СВБР



Моноблок реакторный

СВБР-100 (Свинцово-Висмутовый Быстрый Реактор)

100 МВт (электрических)

для многоцелевого применения в составе модульных атомных станций или в качестве автономных энергоисточников .

БН-800



Опытно-промышленный реактор
Натриевый теплоноситель
Электрическая мощность 800 МВт
Самый мощный действующий
быстрый реактор

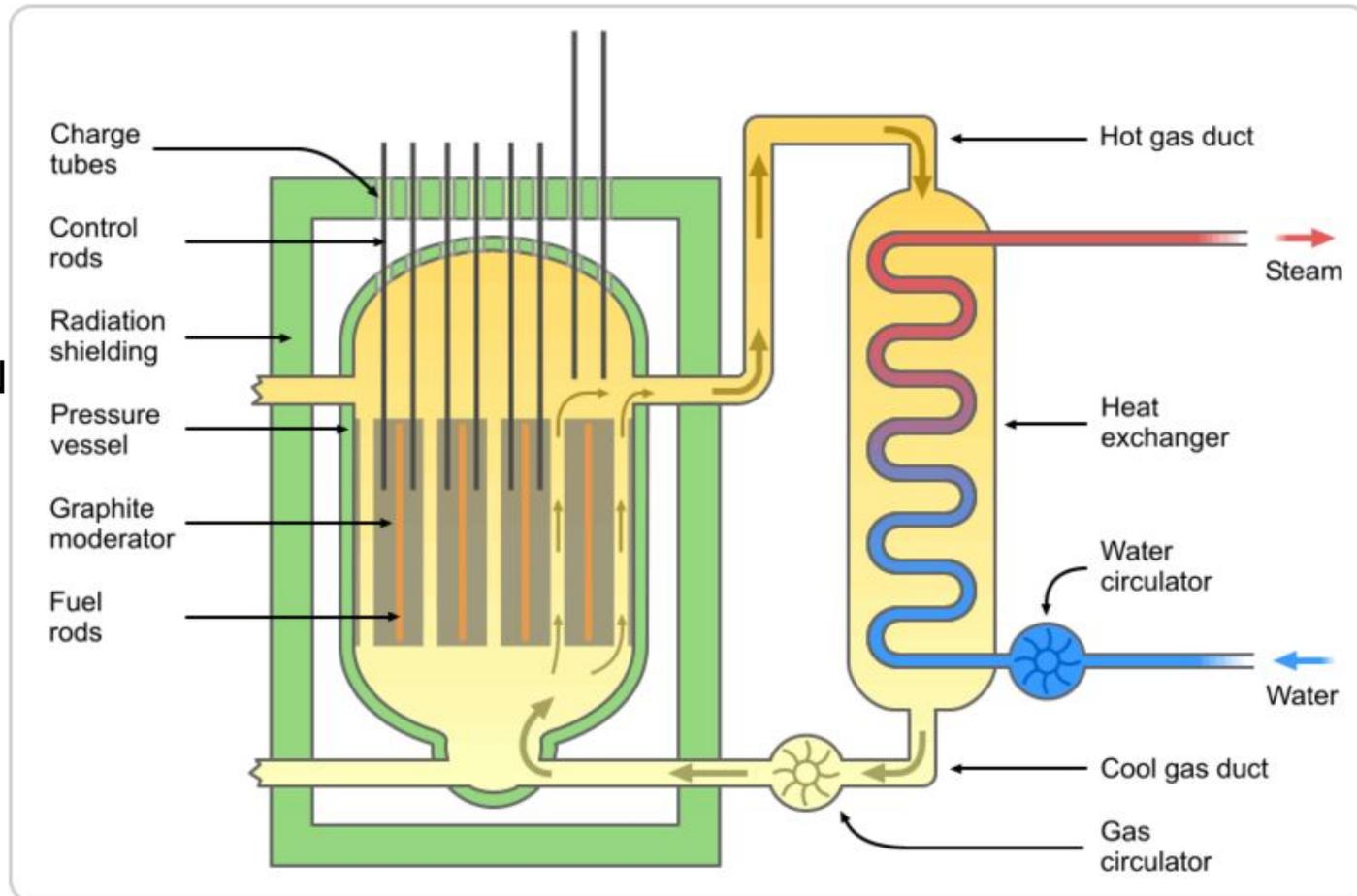
Безопасность реактора БН-800



- Обладает свойством самозащищённости
- Интегральная компоновка
- Двойной корпус
- Трехконтурная система отвода тепла
- Наличие «плавающих» стержней СУЗ

Газоохлаждаемый реактор

MAGN



Газоохлаждаемые реакторы с шаровыми ТВЭЛами

- КПД до 48%;
- гибкий топливный цикл (обогащенный уран, топливо на основе оружейного или энергетического плутония без воспроизводящего материала, МОКС-топливо на основе энергетического или оружейного плутония, уран-ториевое топливо) без изменения конструкции активной зоны;
- возможность захоронения выгруженного из реактора топлива без дополнительной переработки;
- размещение энергоисточника в непосредственной близости от потребителя за счет модульной концепции реактора, основанной на свойствах внутренне присущей безопасности.

