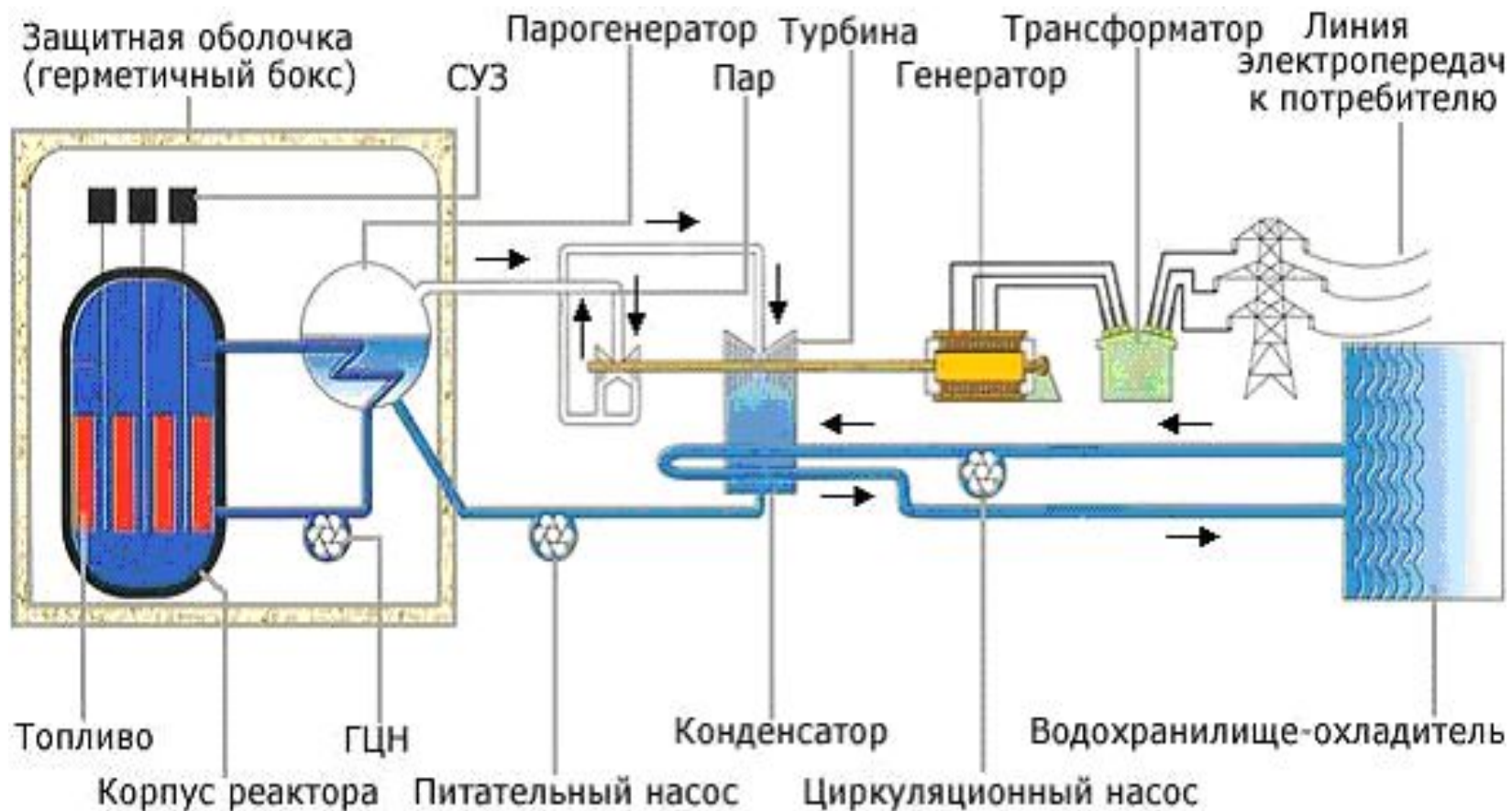
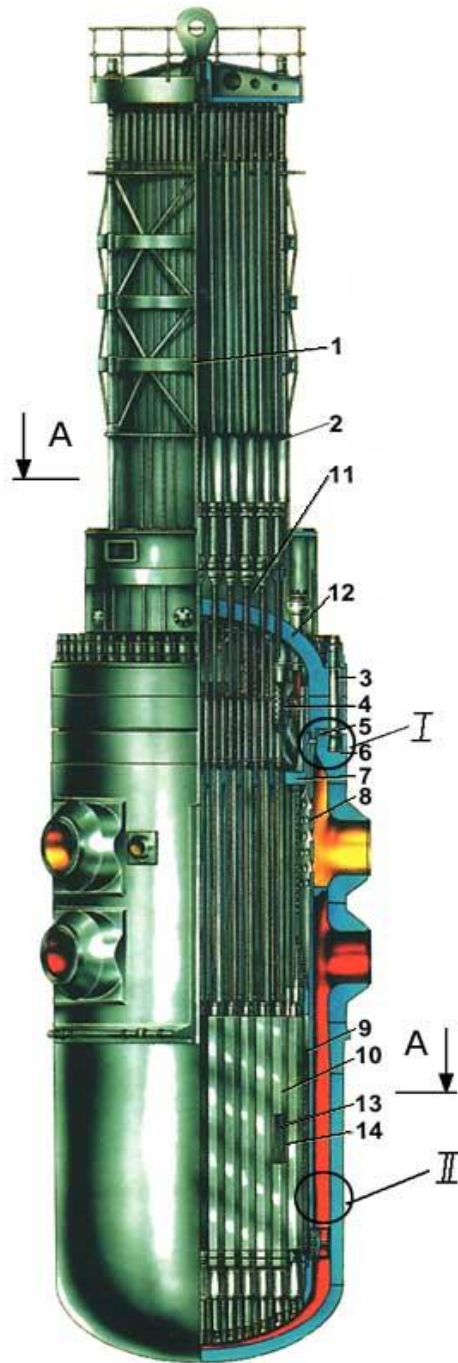


# Лекция 9. АЭС с реакторами ВВЭР.



Технологическая схема энергоблоков с реакторами ВВЭР440 и ВВЭР1000 имеет два контура

- **Первый контур - радиоактивный.** Он включает в себя реактор типа ВВЭР и циркуляционные петли охлаждения. Каждая петля содержит главный циркуляционный насос (ГЦН), парогенератор. **К одной из циркуляционных петель первого контура подсоединен компенсатор давления,** с помощью которого в контуре поддерживается заданное давление воды, являющейся в реакторе одновременно и теплоносителем и замедлителем нейтронов. На энергоблоках с реактором ВВЭР-440 имеется по 6 циркуляционных петель, на энергоблоке с реактором ВВЭР-1000 - 4 циркуляционные петли.
- **Второй контур - нерадиоактивный.** Он включает в себя парогенераторы, паропроводы, паровые турбины, сепараторы-пароперегреватели, питательные насосы и трубопроводы, деаэраторы и регенеративные подогреватели.
- **Парогенератор является общим оборудованием для первого и второго контуров.** В нем тепловая энергия, выработанная в реакторе, от первого контура через теплообменные трубки передается второму контуру.
- **Насыщенный пар, вырабатываемый в парогенераторе, по паропроводу поступает на турбину,** которая приводит во вращение генератор, вырабатывающий электрический ток.
- **В системе охлаждения конденсаторов турбин на АЭС используются башенные градирни и водохранилище-охладитель.**



- 1-верхний блок;
- 2-привод СУЗ(системы управления и защиты);
- 3-шпилька;
- 4-труба для загрузки образцов-свидетелей;
- 5-уплотнение; 6-корпус реактора;
- 7-блок защитных труб;
- 8-шахта;
- 9-выгородка активной зоны;
- 10-топливные сборки;
- 11-теплоизоляция реактора;
- 12-крышка реактора;
- 13-регулирующие стержни;
- 14-топливные стержни;
- 15-фиксирующие шпонки;

# Реактор ВВЭР-1000

- Реактор ВВЭР является реактором корпусного типа с **водой под давлением, которая выполняет функцию теплоносителя и замедлителя.**
- Корпус реактора представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд высокого давления с крышкой, имеющей разъем с уплотнением и патрубки для входа и выхода теплоносителя.
- Внутри корпуса закрепляется шахта, являющаяся опорой для активной зоны и части внутрикорпусных устройств и служащая для организации внутренних потоков теплоносителя.

- Система компенсации давления
- ***Система компенсации давления теплоносителя - автономная система ядерного реактора, подключаемая к контуру теплоносителя с целью выравнивания колебаний давления в контуре во время работы реактора, возникающих за счет теплового расширения.***
- Система компенсации давления в установках с реакторами ВВЭР включает:
  - · паровой компенсатор давления;
  - · барбатер;
  - · импульсно-предохранительные устройства;
  - · трубопроводы и арматуру.
- **Давление в компенсаторе создается паровой "подушкой" за счет кипения теплоносителя, нагреваемого электронагревателями, размещенными под свободным уровнем.** В переходных режимах при колебаниях средней температуры теплоносителя, связанных с изменением нагрузки или нарушениями в работе оборудования реакторной установки, в первом контуре меняется давление. При этом часть теплоносителя перетекает в контур или из контура в компенсатор давления по соединительным трубопроводам.

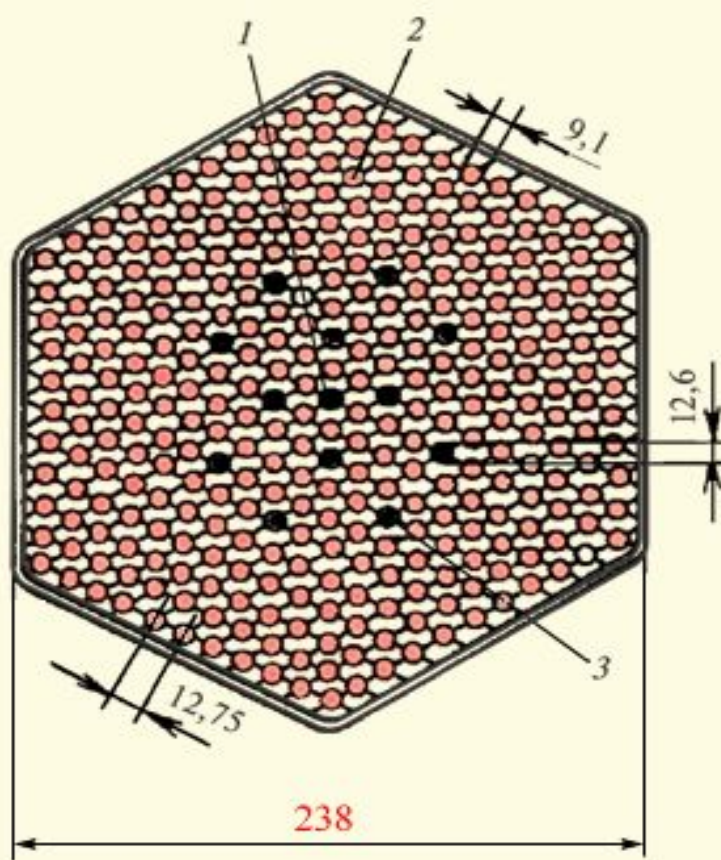
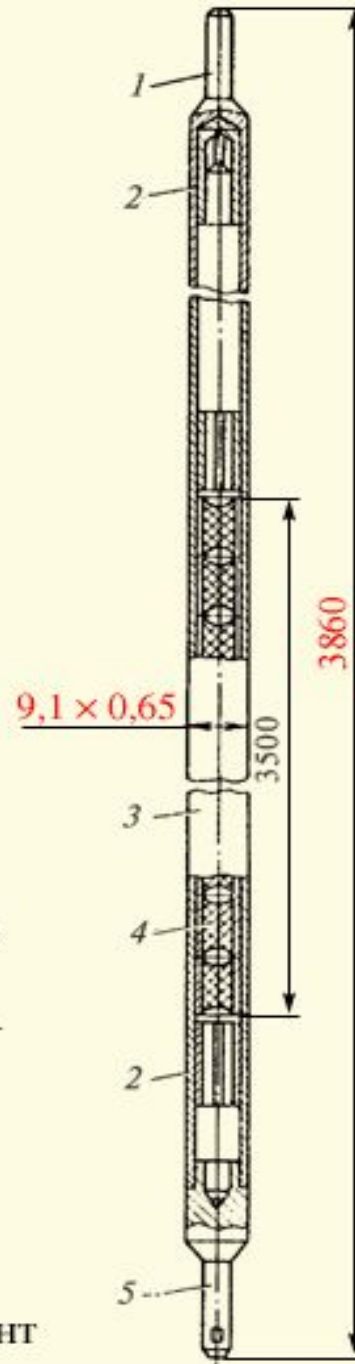


Рис. 5.6. Тепловыделяющая сборка реактора типа ВВЭР-1000



→  
Рис. 5.7. Тепловыделяющий элемент

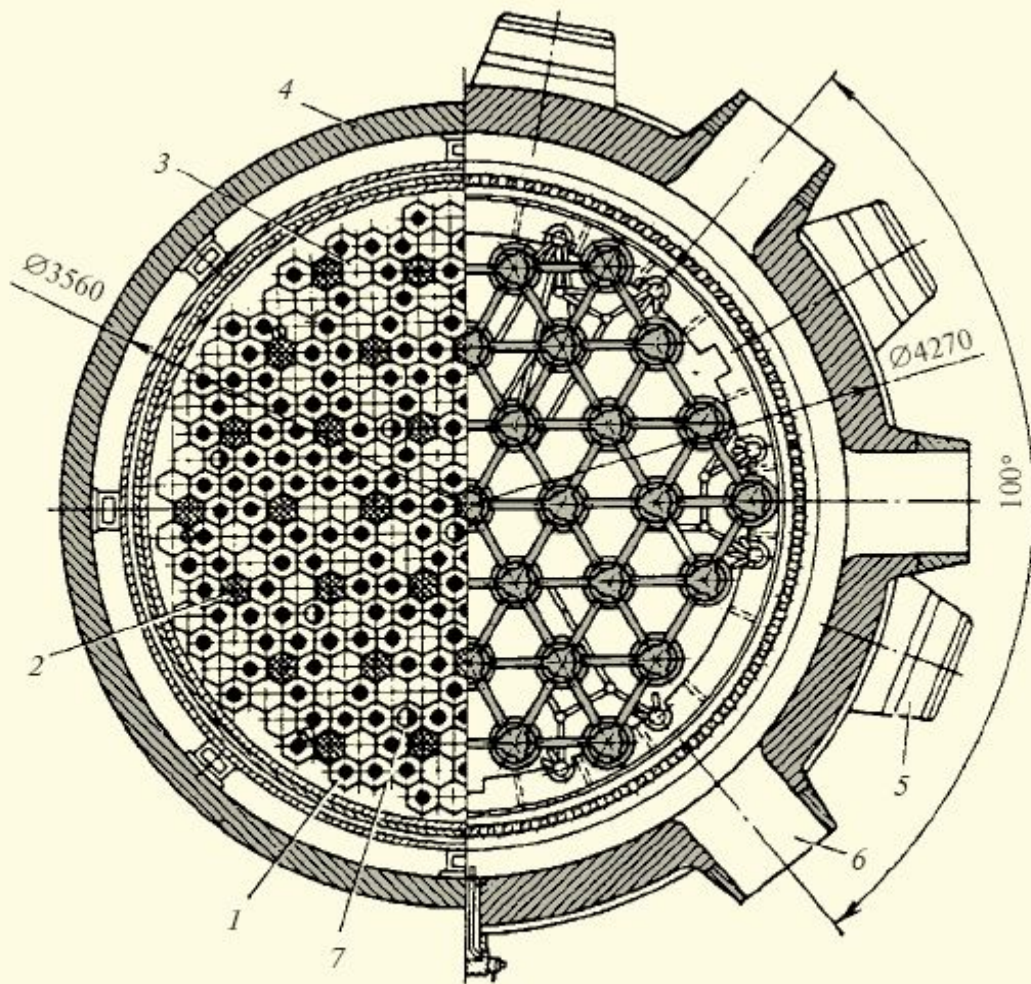


Рис. 5.9. Поперечные разрезы по реактору ВВЭР-440

# Система подпитки первого контура

- Система подпитки первого контура обеспечивает подачу питательной воды в главный циркуляционный контур для поддержания заданного уровня теплоносителя в компенсаторе давления.
- Она возвращает воду, отбираемую из контура на очистку, осуществляет заполнение первого контура водой, обеспечивает поддержание давления в первом контуре в аварийных ситуациях, связанных с падением давления (разрыв трубопровода, обесточивание станции и т.д.), компенсирует расход организованных протечек из контура, а также малых аварийных.

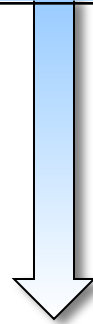
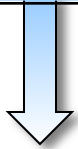


# Программа деятельности государственной корпорации по атомной энергии «Росатом»

- 2010 Отказ от сооружения новых РБМК
- •Разработка нового проекта АЭС-2006 (2-х блочная, технология ВВЭР, мощность 1200 МВт, современные требования безопасности)
- до 2012 г. АЭС-2006 – 2 типа: «Московский» (Нововоронежская АЭС-2, Нижегородская АЭС), «С.-Петербургский» (Ленинградская АЭС-2, Балтийская АЭС (
- •Новый проект: ВВЭР-ТОИ (на основе «Московского» АЭС-2006, информатизация, оптимизация, перспективные требования безопасности)

# Современные РУ ВВЭР-1000

Реакторные установки ВВЭР-1000



# **Основные цели при разработке новых проектов РУ:**

- повышение единичной мощности;**
- увеличения срока службы основного оборудования;**
- повышение КИУМ;**
- дальнейшее совершенствование систем безопасности;**
- исключение больших разрывов трубопроводов первого контура за счет внедрения концепции ТПР;**
- максимальное удовлетворение требований заказчика по качеству, обоснованности проекта, потребительским свойствам, надежности эксплуатации.**

# Основные целевые показатели :



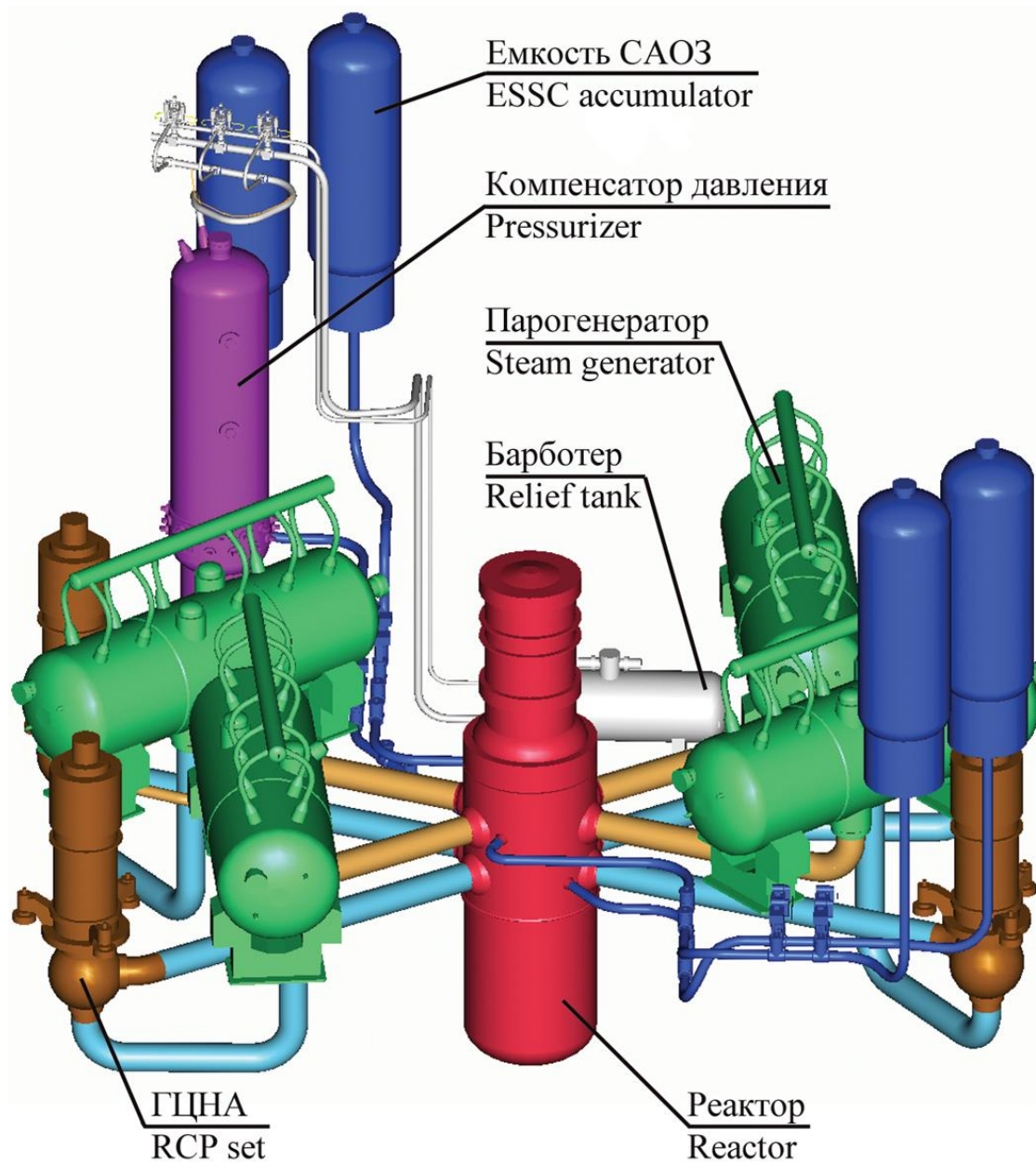
- Номинальная электрическая мощность АЭС-2006 - 1200 МВт (брутто);
- Проектный срок службы основного оборудования – 60 лет;
- Коэффициент технического использования, усредненный за весь срок службы АЭС – 92%;
- Годовой коэффициент использования установленной мощности, усредненный за весь срок службы АЭС – 90%;
- Длительность межперегрузочного периода – до 24 месяцев;
- Требования к маневренным характеристикам энергоблока – в соответствии с EUR;

# Основные параметры РУ

Параметры	В-320	ВВЭР-1200
Номинальная тепловая мощность реактора, МВт	3000	3200
КИУМ	0,78	0,92*
Давление теплоносителя на выходе из реактора, МПа	15,7	16,2
Температура теплоносителя на входе в реактор, °С	290	298,6
Температура теплоносителя на выходе из реактора, °С	320	329,7
Максимальный линейный тепловой поток, Вт/см	448	420
Давление пара на выходе из коллектора пара ПГ (абсолютное), МПа	6,27	7,0
Расчетное давление первого контура, МПа	17,64	17,64
Расчетное давление второго контура, МПа	7,84	8,1
Максимальная по ТВС глубина выгорания топлива в выгружаемых ТВС (в базовом стационарном топливном цикле), МВт сут/кгU	55	до 70*
Межперегрузочный период, мес	12	12/(18-24)*
Время нахождения топлива в активной зоне, год	4	4/5*

\* - целевые показатели

# Принципиальная компоновка РУ



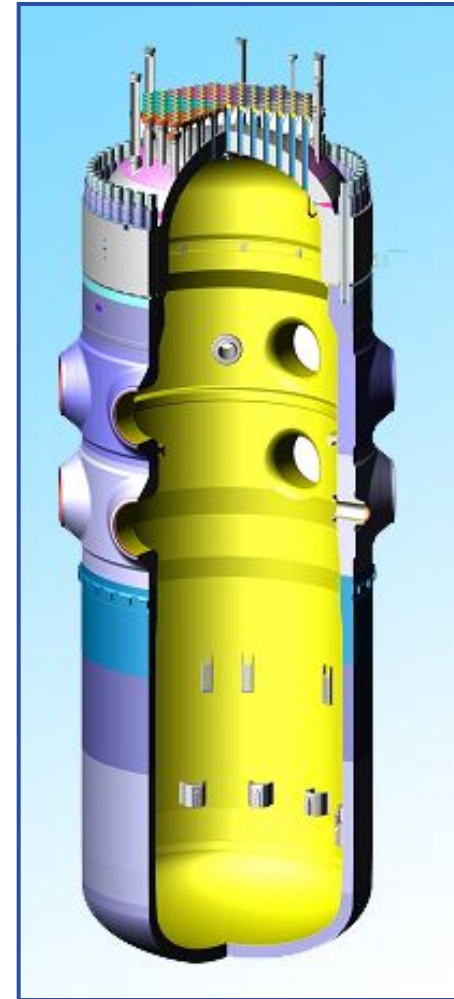
# **Конструктивные решения по основному оборудованию РУ ВВЭР-1200**

# Основное оборудование РУ

## Усовершенствованный реактор

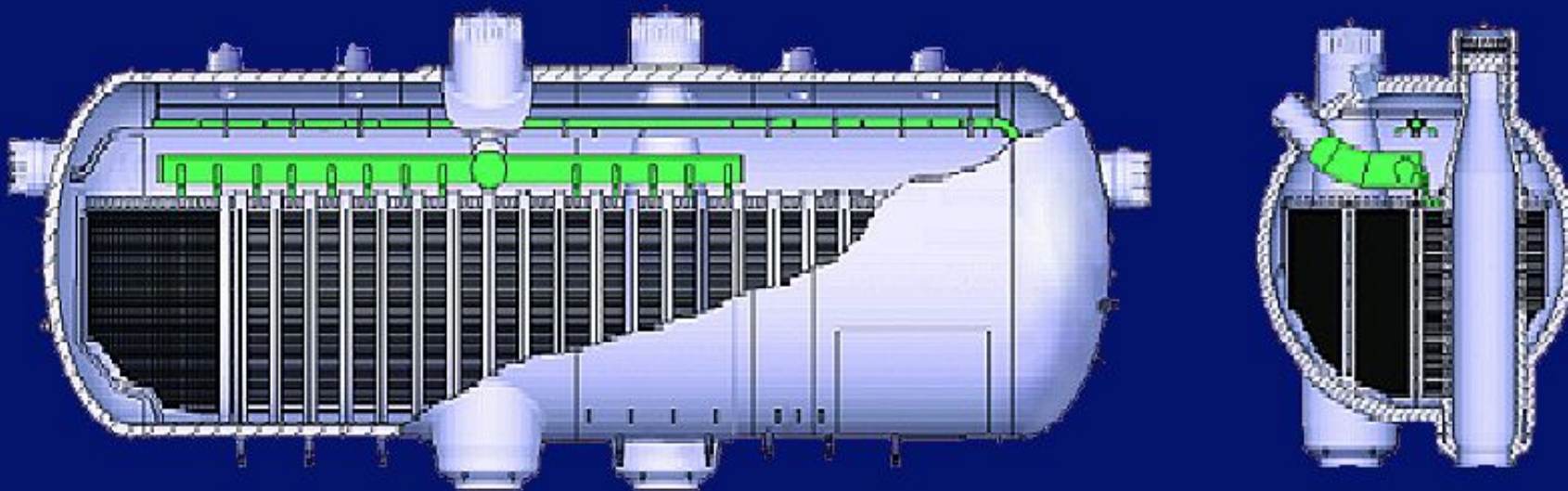
### Корпус реактора

Параметр	Значение	
	ВВЭР-120	В-320
	0	
Длина , мм	11185	10897
Диаметр внутренний, мм	4250	4150
Толщина стенки в районе активной зоны, мм	197,5	192,5
Масса, т	330	320





# Основное оборудование РУ



Параметр	ВВЭР-1200	В - 412	В - 320
Давление пара/паропроизводительность, МПа/т/ч	7,0/1602	6,27/1470	6,27/1470
Парогенератор	ПГВ-1000МКП	ПГВ-1000М	ПГВ-1000М
Внутренний диаметр корпуса парогенератора, м	4,2	4,0	4,0

# Основные технические решения по системам безопасности АЭС-2006

Показатели надежности систем безопасности (для одногодичного топливного цикла):

Целевой показатель- вероятность тяжелой запроектной аварии не должна превышать  $1 \cdot 10^{-5}$  1/р-р год

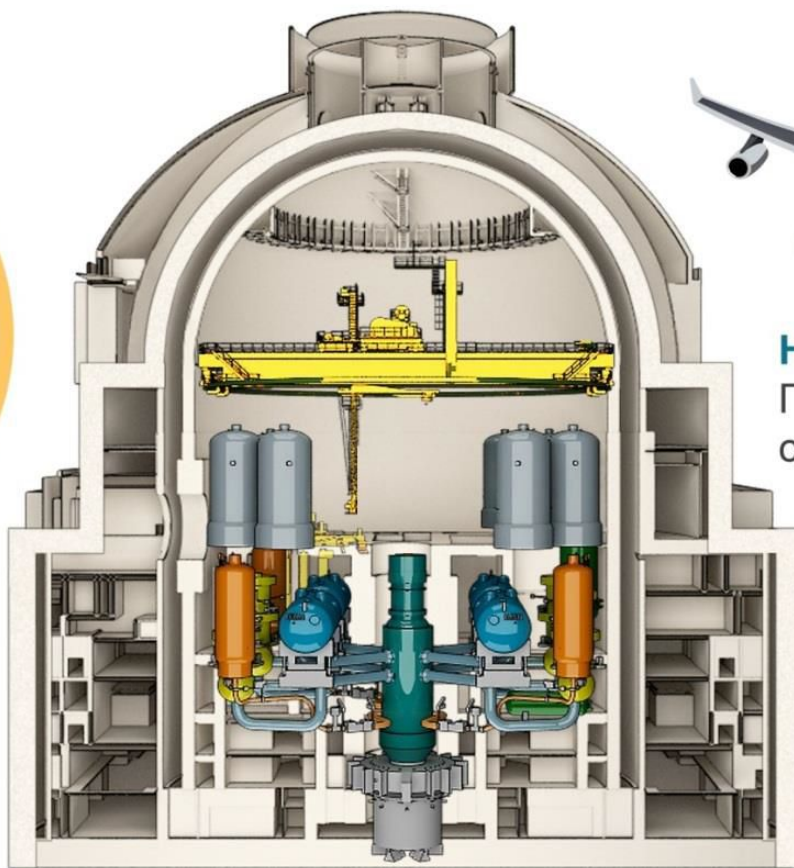


**Ураганы, смерчи**

Расчетная скорость ветра – 56 м/с

**Падение самолета**

Весом 400 тонн, со скоростью 200 м/с



**Наводнения**

При уровне с обеспеченностью >0.01%



**Ударная волна**

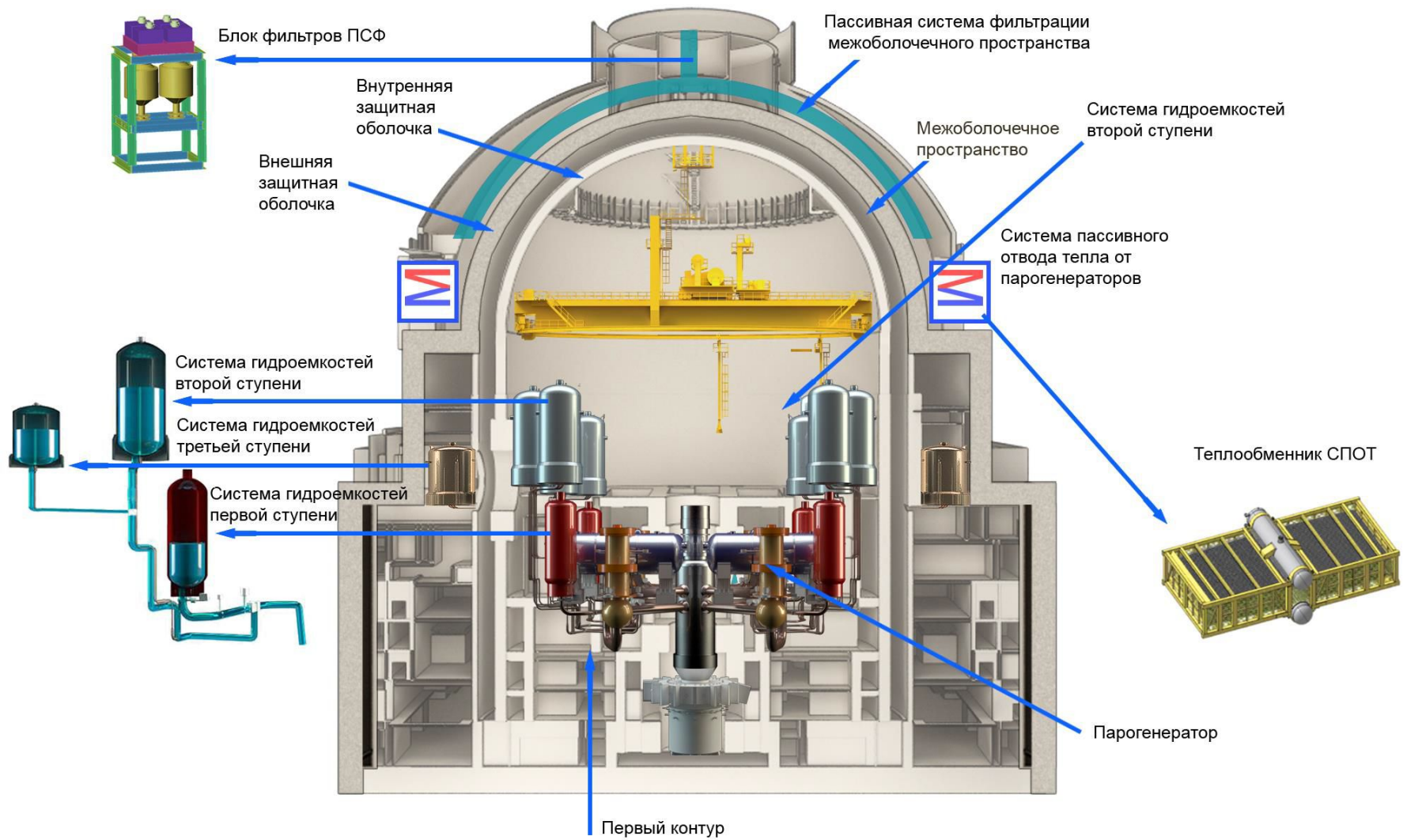
с давлением во фронте 30 КПа



**Сейсмические воздействия**

MP3-8 баллов по шкале MSK-64

**Внешние воздействия, защита от которых предусмотрена в АЭС-2006**



**Пассивные системы безопасности ВВЭР-ТОИ**

