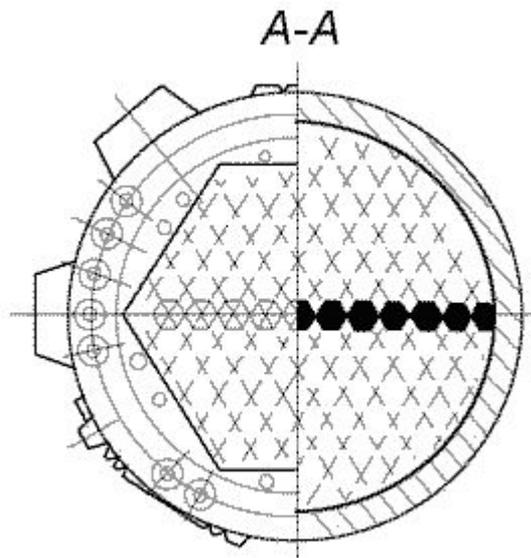
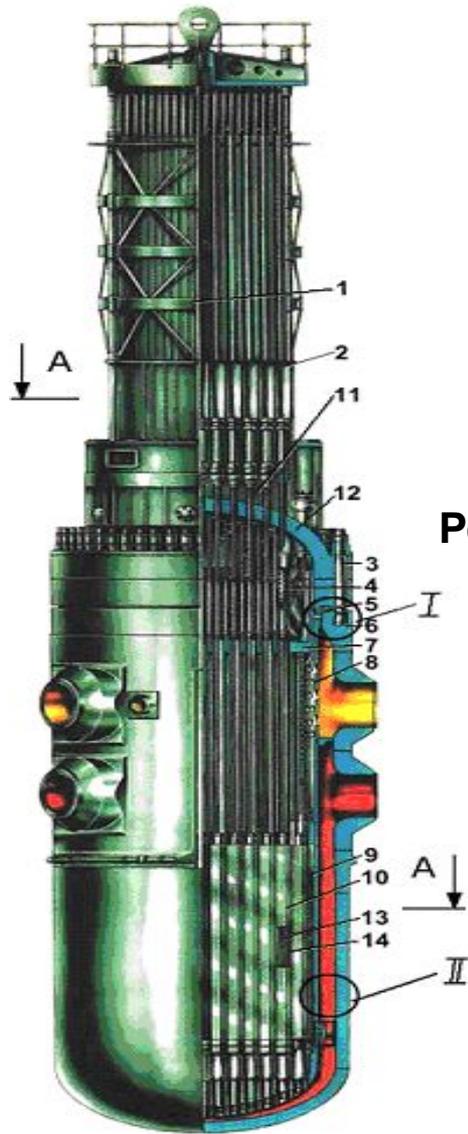


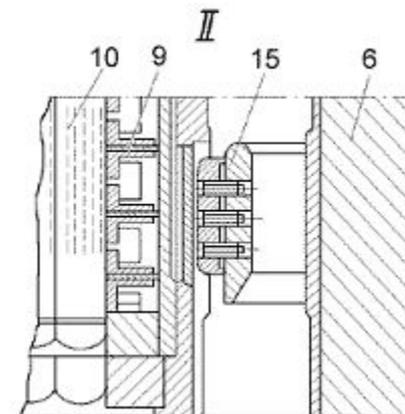
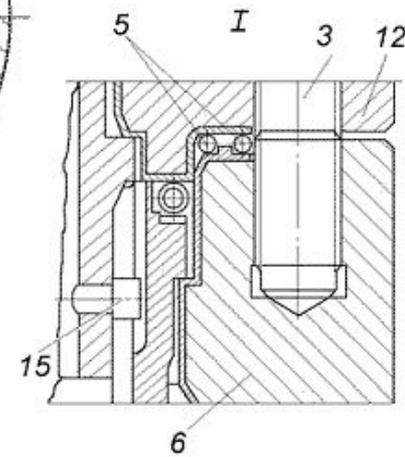


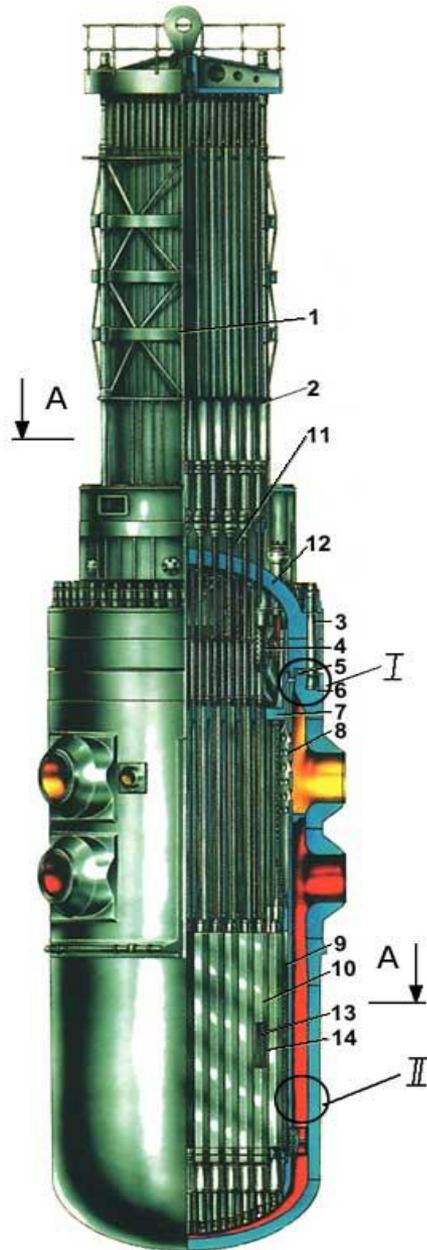
- Этапы эволюции АЭС с реакторами ВВЭР. АЭС с ВВЭР.-440, ВВЭР-1000, АЭС-2006. АЭС с реакторами ВВЭР, РБМК, БН и БРЕСТ. Проекты нового поколения АЭС с ВВЭР. Судовые ЯЭУ, космические ЯЭУ, малая ЯЭ, реакторы для АЭС малой и средней мощности.
- Сравнительный анализ АЭС с реакторами ВВЭР, РБМК, БН и БРЕСТ. Проекты АЭС с ВВЭР.
- Судовая, космическая и малая ЯЭ. Лекции №№9,10,11,12.
- [1] Стр. 197-328. АЭС с реакторами ВВЭР, РБМК, БН и БРЕСТ.
- Стр.363-383. Судовая, космическая и малая ЯЭ.
- Подготовка к КР-3.

- **Первый контур - радиоактивный.** Он включает в себя реактор типа ВВЭР и циркуляционные петли охлаждения. Каждая петля содержит главный циркуляционный насос (ГЦН), парогенератор и две главные запорные задвижки (ГЗЗ).
- **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.**



**Реактор ВВЭР-1000**





- 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.

Таблица 2.1. Основные характеристики АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК [3, 7—11]

Характеристика	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	РБМК-1000	РБМК-1500
Мощность, МВт (эл.)	440	1000	1000	1500
КПД, %	32	33	31,3	31,3
Давление в первом контуре, МПа	12,3	15,7		
Температура теплоносителя, °С:				
на входе в реактор	269	289		
на выходе из реактора	300	322	280*	280*
Масса теплоносителя первого контура, т	200	300	—	—
Загрузка U, т	42	66	192	189
Среднее начальное обогащение U, % <sup>***</sup>	3,5	3,3 (4,4)**	1,8	1,8
Количество перегружаемого U, т/год	14	33 (22)**	~ 50* <sup>4</sup>	~ 75* <sup>4</sup>
Средняя глубина выгорания топлива, МВт·сут/кг U	28	30 (40)**	18,1	18,1
Корпус реактора:				
высота (без верхней крышки), м	11,8	10,88	—	—
максимальный диаметр, м	4,27	4,57	—	—
масса, т	200,8	300	—	—
Размеры активной зоны, м:				
высота	2,5	3,55	7,0	7,0
диаметр	2,88	3,1	11,8	11,8

\* Температура пара перед турбинами.

\*\* Для двухгодичного (трехгодичного) цикла.

\*\*\* Первая загрузка реактора имеет меньшее обогащение.

\*\* Рассчитано в предположении, что коэффициент загрузки АЭС равен 0,8.

## •Первый контур

- Первый контур установки предназначен для отвода тепла, выделяющегося в реакторе, и передачи его во второй контур в парогенератор.
- В состав первого контура входят:
  - · реактор;
  - · парогенератор;
  - · главный циркуляционный насос (ГЦН);
  - · система компенсации давления;
  - · система подпитки и очистки контура;
  - · система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ);
  - · газовые сдувки;
  - · организованные протечки и дренаж спецводоочистки.
- **Технический контроль параметров состояния оборудования и трубопроводов, управления и защиты оборудования от повреждений при нарушении в работе первого контура, а также других контуров и систем установки осуществляется системой контроля, управления и защиты.**
- Энергия деления ядерного топлива в активной зоне реактора тепловой мощностью 3000 МВт отводится теплоносителем с температурой 322°C. Расход воды через реактор 15800 кг/с, а рабочее давление в первом контуре 16 МПа. В парогенераторе теплоноситель отдает тепло рабочему телу и при помощи ГЦН возвращается в реактор.

- 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.

- Корпус реактора представляет собой уникальную конструкцию, сваренную из отдельных обечаек, изготавливаемых ковкой. Масса обечаек достигает почти 100 т. Они выполняются двухстенными. Наружная часть — из термостойкой высокопрочной стали, а внутренняя плакируется слоем аустенитной нержавеющей стали толщиной 10—20 мм.
- Масса корпуса без крышки превышает 300 т, а крышки и шпилек достигает 100 т.
- Корпус реактора состоит из цилиндрического сосуда и крышки, притягиваемой к сосуду многочисленными шпильками со специальными колпачковыми гайками.
- В сосуде подвешивается шахта представляющая собой тонкостенный сосуд с уплотнением и системой отверстий, обеспечивающих направленное движение теплоносителя. Теплоноситель (вода) с давлением 15,7 МПа и температурой 289 °С поступает по четырем штуцерам в кольцевое пространство между корпусом и шахтой и движется вниз между ними. На этой стадии вода выполняет функцию отражателя нейтронов.
- Дно шахты имеет многочисленные отверстия, через которые вода попадает внутрь шахты, где располагается **активная зона**, состоящая из отдельных шестигранных ТВС, каждый из которых содержит 312 ТВЭЛОВ.
-

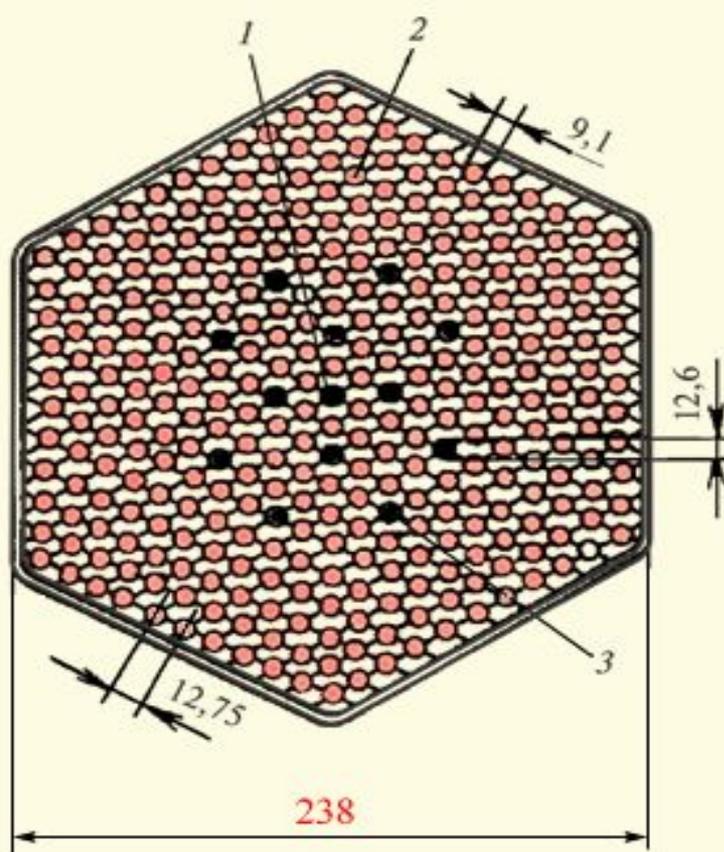
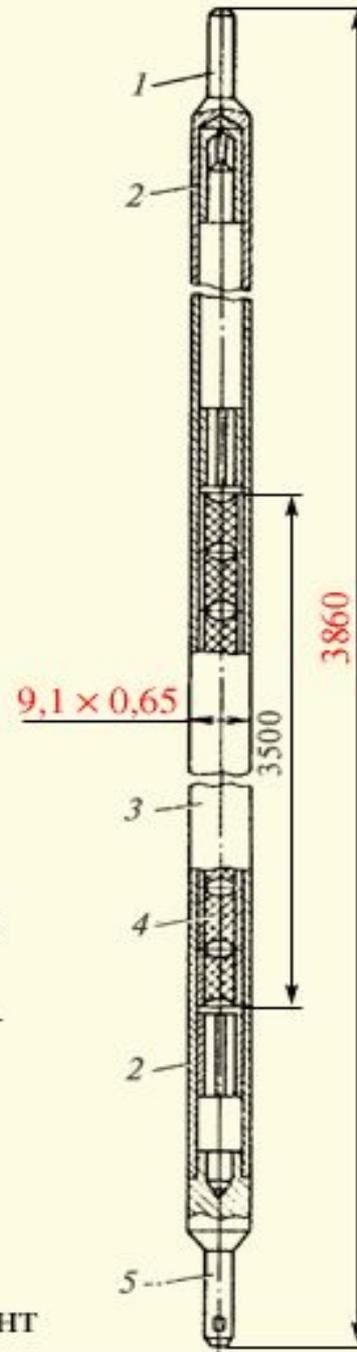


Рис. 5.6. Тепловыделяющая сборка реактора типа ВВЭР-1000



→  
Рис. 5.7. Тепловыделяющий элемент

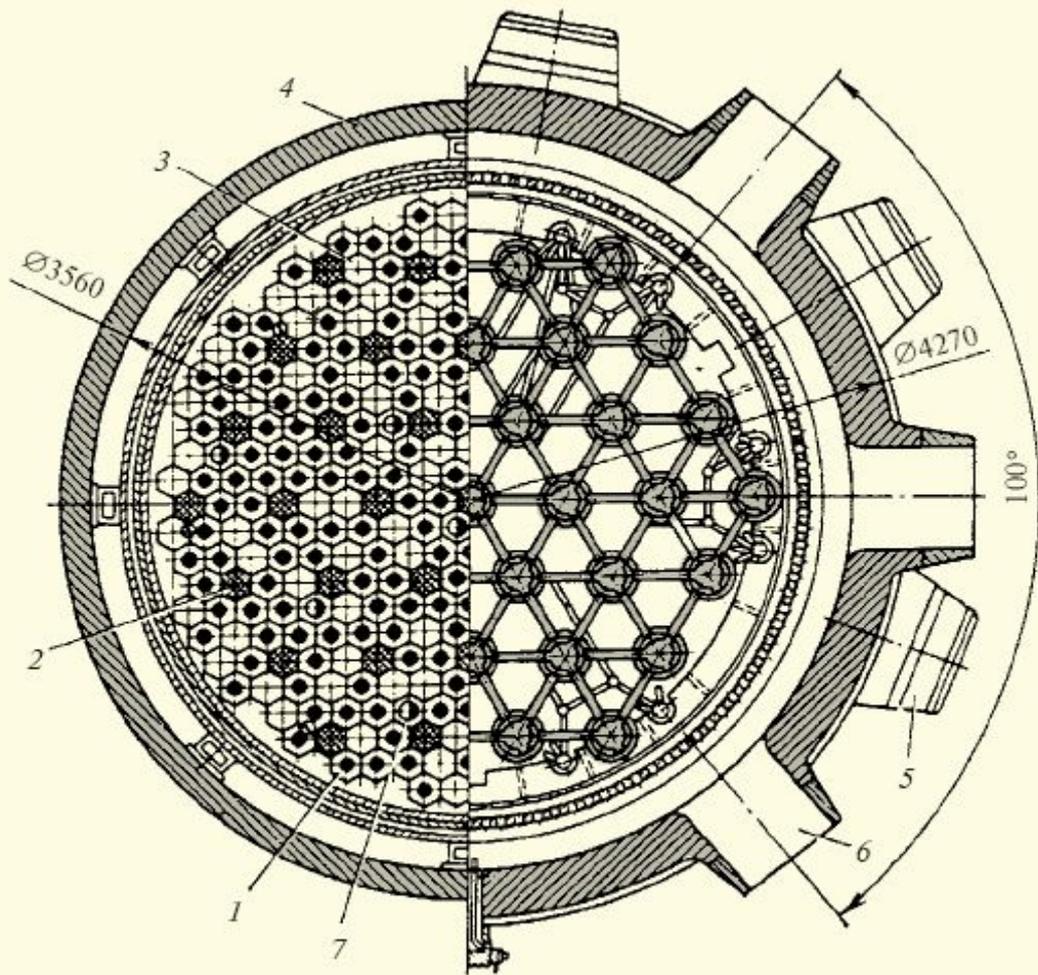


Рис. 5.9. Поперечные разрезы по реактору ВВЭР-440

- **Ограничение отклонения давления от номинального значения достигается сжатием или расширением паровой "подушки" в верхней части компенсатора.**
- При значительном росте давления открывают регулирующий клапан и подают воду по трубопроводу из "холодной" части контура в сопла, расположенные в верхней части компенсатора.
- В зависимости от параметров переходного процесса (величины и скорости изменения давления) регулирующий клапан увеличивает подачу "холодной" воды, прекращая или замедляя рост давления в первом контуре.
- При дальнейшем росте давления (из-за отказа системы или ее недостаточной эффективности) защита реактора от превышения давления обеспечивается срабатыванием импульсно-предохранительных устройств, из которых пар отводится в бак-барботер и конденсируется.

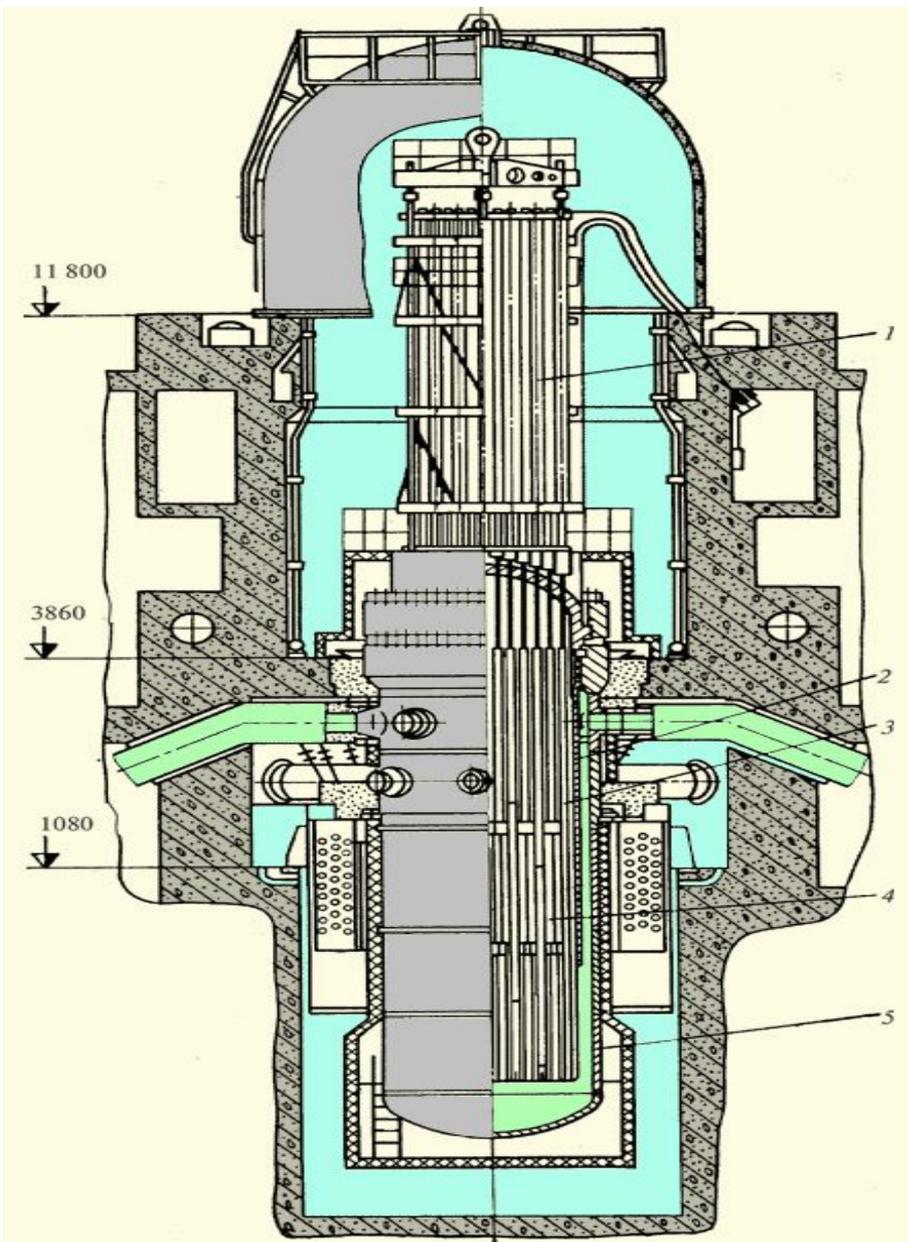


Рис. 5.10. Реактор ВВЭР-440 в бетонной шахте и с защитным колпаком

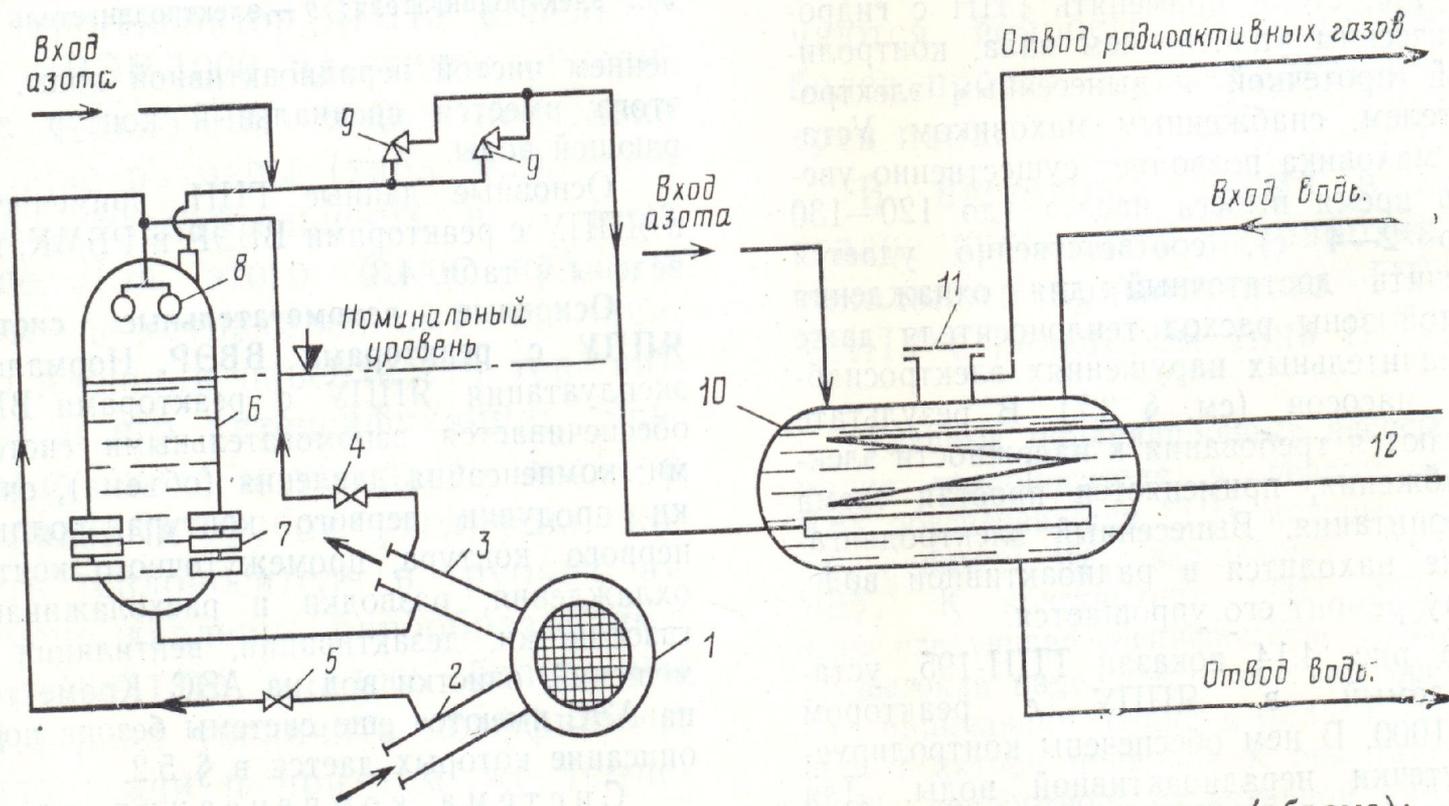


Рис. 4.15. Принципиальная схема системы паровой компенсации давления (объема):  
 1 — реактор; 2 — «холодная» нитка петли первого контура; 3 — «горячая» нитка петли первого контура; 4 — обратный клапан; 5 — регулирующий вентиль; 6 — компенсатор давления (объема); 7 — блоки электронагревателей; 8 — распылительное устройство; 9 — предохранительные клапаны; 10 — барботажный бак; 11 — взрывной клапан; 12 — охлаждающий змеевик

# 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.

# Система управления и контроля

- Регулирование мощности реакторов и аварийная защита (прекращение цепной реакции) осуществляются твердыми кассетами-поглотителями из бористой стали (ВВЭР-440) и поглотителями из карбида бора (ВВЭР-1000).
- На энергоблоке с реактором ВВЭР-440 к кассетам-поглотителям снизу присоединены топливные части, аналогичные по конструкции тепловыделяющим сборкам. На энергоблоке с реактором ВВЭР-1000 регулирование производится кластерными пучками, т.е. стержни с поглотителем в количестве 12 штук вводятся непосредственно в тепловыделяющие сборки.
- Управление энергоблоками АЭС предусматривает централизованный контроль и дистанционное управление основными технологическими процессами, автоматическое регулирование, осуществляемое по принципу автономных регуляторов, местный контроль и управление вспомогательными системами.

# Контроль за параметрами первого и второго контуров

- Контроль за параметрами первого и второго контуров реакторных установок осуществляется с блочных щитов управления, на которых сосредоточены приборы, измеряющие температуру воды на выходе из тепловыделяющих сборок, температуру воды первого контура, температуру питательной воды второго контура, давление воды первого контура, давление насыщенного пара во втором контуре, расход воды в первом контуре, расход воды и пара во втором контуре, плотность нейтронного потока при подъеме мощности и в процессе работы реактора, электрические параметры генераторов и т.д.
- Для обобщения информации о работе технологического оборудования НВАЭС на энергоблоке с реактором ВВЭР-440 используются системы отображения технологической информации (СОТИ). Контроль и управление энергоблоком с реактором ВВЭР-1000 осуществляются с помощью вычислительной системы "Комплекс-Уран В" и автоматизированной системы АСУТ-500.

# Система аварийного охлаждения активной зоны- САОЗ

- Типовая система аварийного охлаждения активной зоны состоит из двух узлов: пассивного и активного.
- Пассивный узел предназначен для первоначального быстрого залива активной зоны водой с добавкой борной кислоты при разрыве трубопровода первого контура, который приводит к быстрому падению давления и обезвоживанию активной зоны.
- В него входят емкости САОЗ, соединенные трубопроводами с корпусом реактора. Одна половина из них сообщается с выходом активной зоны, другая-с входом в активную зону.
- На каждом трубопроводе от емкости к реактору устанавливаются две нормально открытые быстрозапорные задвижки, исключающие попадание азота из емкости в реактор при срабатывании системы, и два обратных клапана, отсекающих емкости САОЗ от реактора в процессе нормальной эксплуатации.

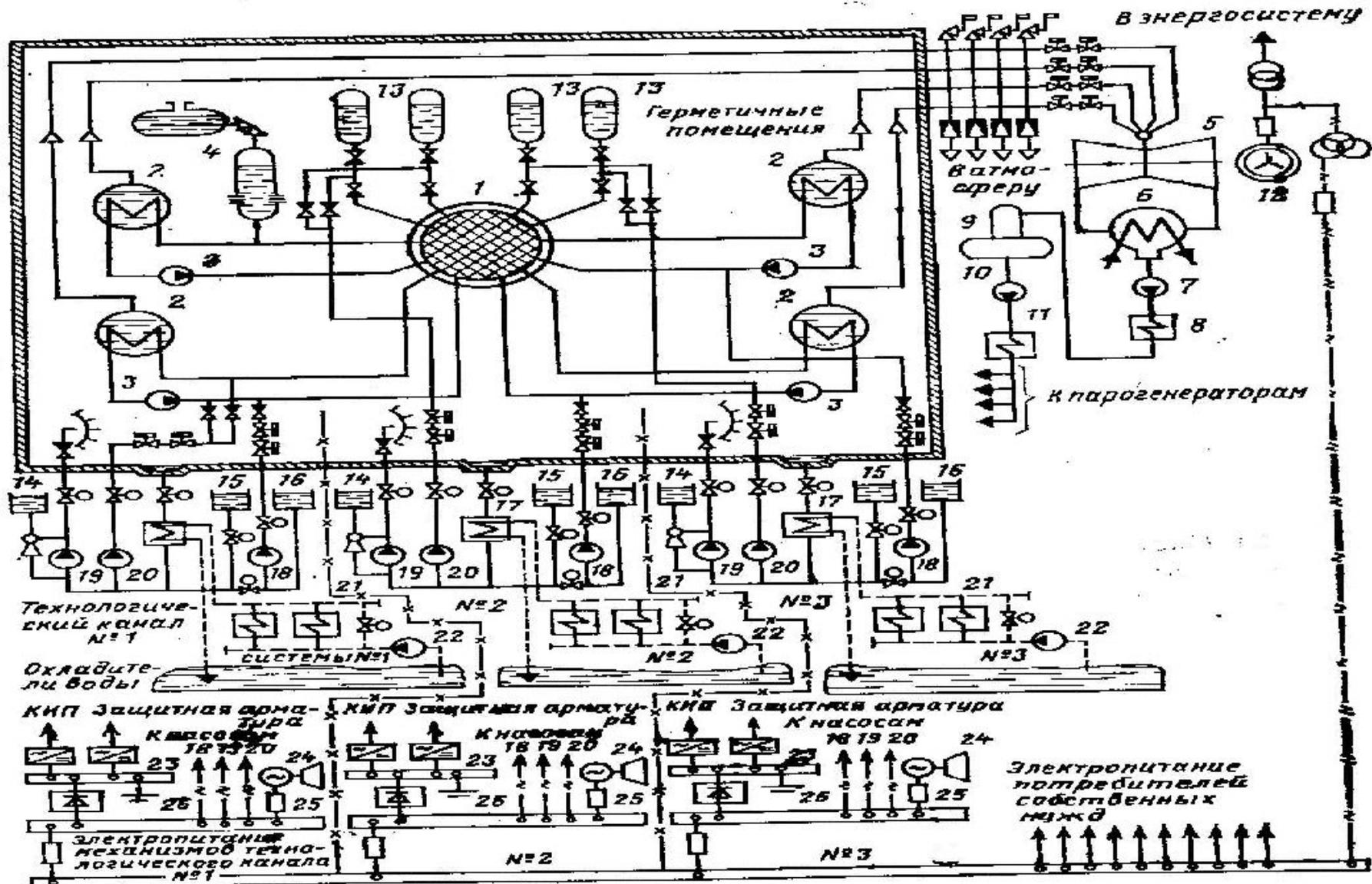


Рис. 10.9. Принципиальная схема систем безопасности АЭС с ВВЭР-1000:

1 — реактор; 2 — парогенератор; 3 — ГЦН; 4 — компенсатор давления; 5 — турбина; 6 — конденсатор; 7 — конденсатный насос; 8 — группа ПНД; 9 — деаэратор; 10 — питательный насос; 11 — группа ПВД; 12 — генератор; 13 — гидроаккумулирующая емкость; 14 — бак запаса гидразингидрата; 15 — бак аварийного запаса раствора бора; 16 — бак запаса борного концентрата; 17 — теплообменник САОЗ; 18 — насос высокого давления аварийной подачи раствора бора; 19 — sprinkлерный насос; 20 — насос аварийного расхолаживания воды низкого давления; 21 — теплообменники промежуточного контура технической воды; 22 — насос подачи технической воды; 23 — шины электропитания первой категории; 24 — дизель-генератор; 25 — шины электропитания второй категории; 26 — аккумуляторная батарея.

# Активный узел САОЗ

- Активный узел САОЗ состоит из двух независимых контуров: аварийного расхолаживания и аварийного впрыска бора.
- Контур аварийного расхолаживания реактора предназначен для расхолаживания реактора после отработки пассивного узла САОЗ. Кроме того, этот контур используется для планового расхолаживания реактора по схеме:
  - реактор>>теплообменник>>расхолаживания>>насос>>реактор.
- Контур аварийного расхолаживания включает насосы и теплообменники аварийного расхолаживания, трубопроводы и арматуру. Всас насосов соответствующей переключкой арматуры может подключаться к трем точкам: к баку аварийного запаса раствора бора, к прямку реакторного помещения и к "горячему" трубопроводу неотключаемой от реактора части контура. В аварийном режиме контур осуществляет подачу воды в реактор над и под активную зону из бака аварийного запаса раствора бора, а после опустошения бака переходит на работу по схеме:
  - реактор>>прямку>>реакторного>>помещения>>теплообменник>>расхолаживания>>насос>>реактор.
- Контур аварийного впрыска бора предназначен для создания и поддержания подкритичности активной зоны, а также подпитки при аварийном расхолаживании. А в его состав входят насосы аварийного впрыска бора, бак запаса концентрированного раствора бора, трубопроводы и арматура.

# Система очистки теплоносителя

- Система очистки теплоносителя - "совокупность устройств ядерного реактора, предназначенная для поддержания водного режима, дегазации и очистки теплоносителя в целях ограничения наращивания активности долгоживущих изотопов, примесей, исключения возможности образования пробок от окислов и других химических соединений, возникающих и переносимых в теплоносителе, и предотвращения ухудшения теплосъема и теплопередачи".
- Несмотря на применение в первом контуре коррозионно-стойких аустенитных сталей и циркониевых сплавов, в теплоноситель переходят продукты коррозии, которую удается регулировать соответствующим подбором водно-химического режима. Применение борного регулирования интенсифицирует процесс коррозии.
- Источником примесей в первом контуре является также вода первичного заполнения и подпиточная вода, содержащие определенное количество солей, а также случайные загрязнения, попадающие в контур в процессе монтажа и ремонта.
- Система очистки, как правило, включает: циркуляционный бессальниковый центробежный насос производительностью 10-14 кг/с и напором 1,2-1,5 МПа, теплообменник-холодильник ионообменных фильтров, катионитовый и анионитовый фильтры, трубопроводы и арматуру.
- Вода отбирается на очистку с напора и циркуляционным насосом системы подается в теплообменник, обеспечивающий нормальную работу фильтров. Охлажденная вода поступает последовательно на катионитовый, а затем на анионитовый фильтры и возвращается в реактор.

## Реакторная установка для головных блоков АЭС-2006

Программой деятельности государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на долгосрочный период (2009-2015) предусмотрено строительство и ввод в эксплуатацию новых типовых серийных энергоблоков АЭС с усовершенствованной РУ типа ВВЭР-1200, разрабатываемой ОКБ «ГИДРОПРЕСС».

Разработка РУ ВВЭР-1200 основывается на серийной реакторной установке ВВЭР-1000 (тип В-320), находящейся в эксплуатации на 21 энергоблоках АЭС в России и за рубежом.

**2009**

# Реакторная установка для головных блоков АЭС-2006

**Опыт решения целевых задач проектирования**

# Введение

Программой деятельности государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на долгосрочный период (2009-2015) предусмотрено строительство и ввод в эксплуатацию новых типовых серийных энергоблоков АЭС с усовершенствованной РУ типа ВВЭР-1200, разрабатываемой ОКБ «ГИДРОПРЕСС».

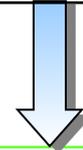
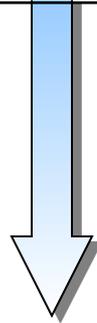
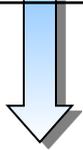
Разработка РУ ВВЭР-1200 основывается на серийной реакторной установке ВВЭР-1000 (тип В-320), находящейся в эксплуатации на 21 энергоблоках АЭС в России и за рубежом.

# РУ ВВЭР-1000 (тип В-187) для 5 блока НВАЭС - основа для серии ВВЭР-1000

РУ ВВЭР-1000 (В-187)		РУ ВВЭР-1000 (В-320)	
Нововоронежская АЭС	5 блок	Балаковская АЭС	1 - 4 блоки
		АЭС «Козлодуй»	5, 6 блоки
РУ ВВЭР-1000 (В-302)		Запорожская АЭС	1 - 6 блоки
		Ровенская АЭС	3, 4 блоки
Южноукраинская АЭС	1 блок	Хмельницкая АЭС	1, 2 блоки
РУ ВВЭР-1000 (В-338)		Южноукраинская АЭС	3 блок
		Волгодонская АЭС	1 блок
Южноукраинская АЭС	2 блок	АЭС «Темелин»	1, 2 блоки
Калининская АЭС	1, 2 блоки	Калининская АЭС	3 блок

# 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 :



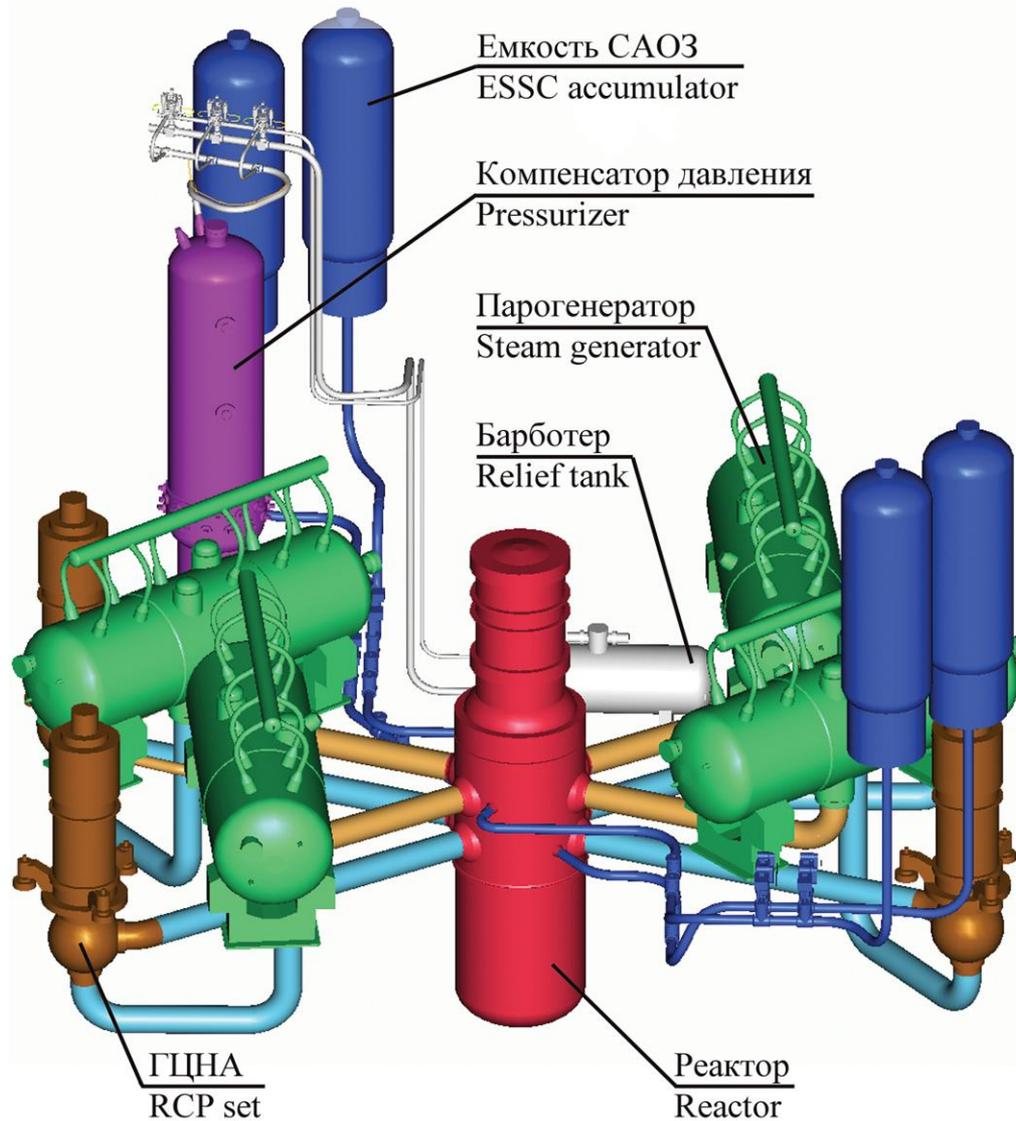
- Номинальная электрическая мощность АЭС-2006 - 1200 МВт (брутто);
- Проектный срок службы основного оборудования – 60 лет;
- Коэффициент технического использования, усредненный за весь срок службы АЭС – 92%;
- Годовой коэффициент использования установленной мощности, усредненный за весь срок службы 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

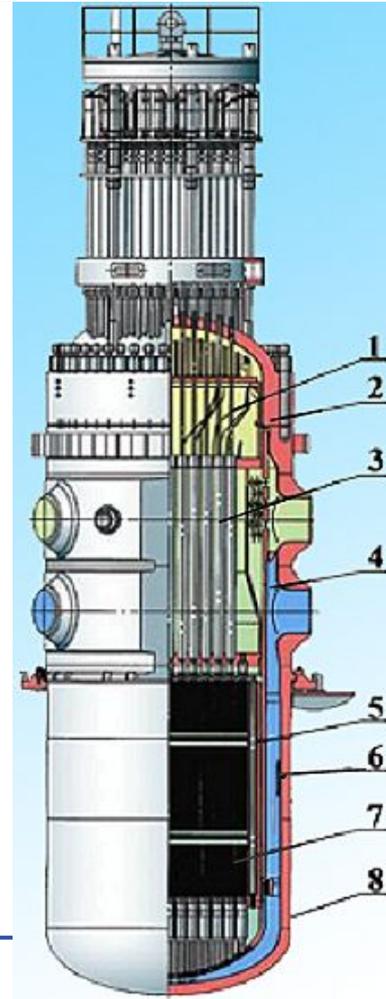


# **Конструктивные решения по основному оборудованию РУ ВВЭР-1200**

# Основное оборудование РУ

## Усовершенствованный реактор

Условные обозначения	
Symbols	
Сборка внутриреакторных детекторов	1
In-core instrumentation detectors	1
Блок верхний	2
Upper unit	2
Блок защитных труб	3
Protective tube unit	3
Шахта внутрикорпусная	4
Core barrel	4
Выгородка	5
Core baffle	5
Образцы-свидетели	6
Surveillance specimens	6
Зона активная	7
Core	7
Корпус ядерного реактора	8
Nuclear reactor vessel	8

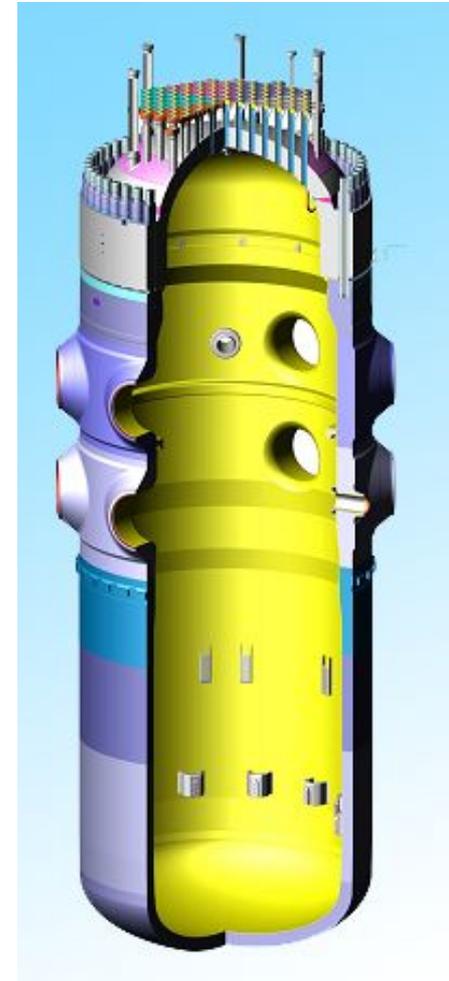


# Основное оборудование РУ

## Усовершенствованный реактор

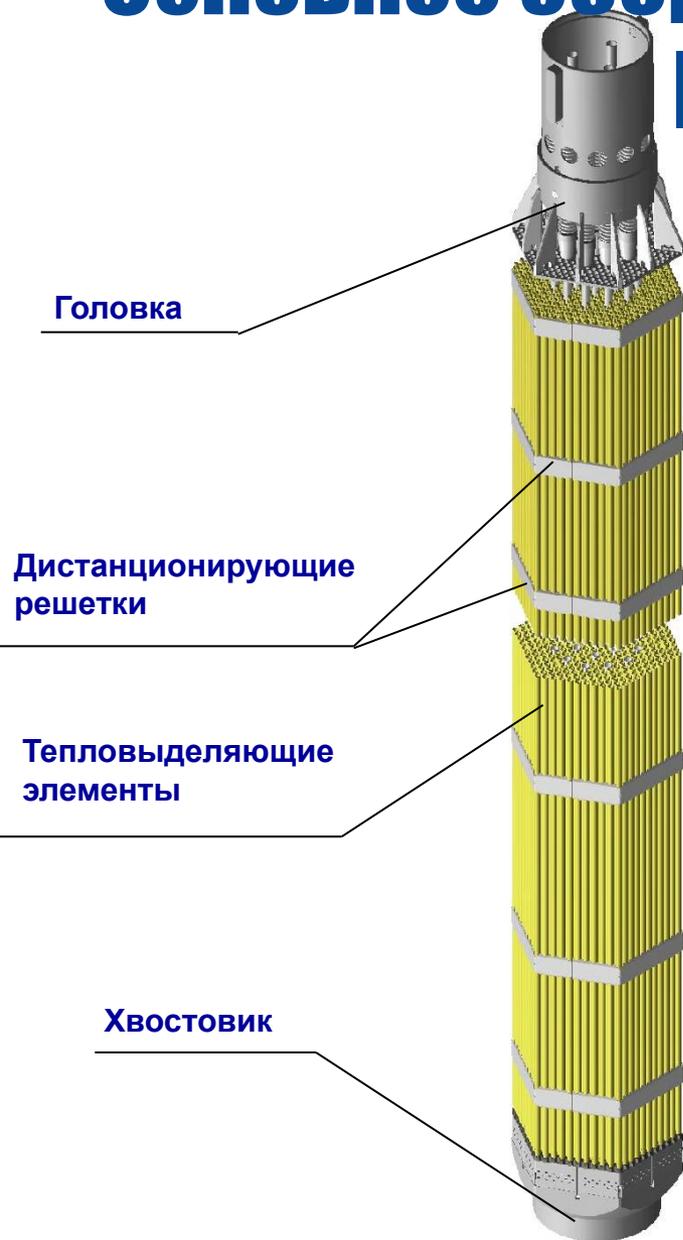
### Корпус реактора

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



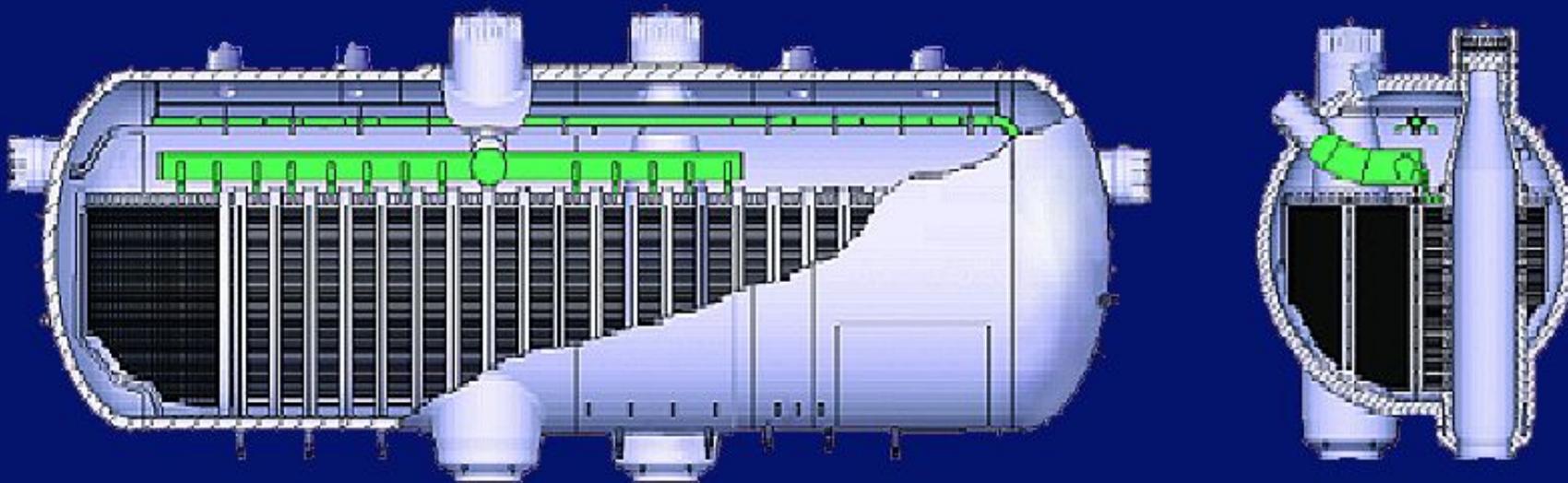
# Основное оборудование РУ

## Тепловыделяющая сборка



Наименование характеристики	Значение	
	В-320	ВВЭР-120 0
Количество ТВС, загружаемых при перегрузке, шт:	42	42
Масса UO <sub>2</sub> в ТВС, кг	494	533
Среднее обогащение топлива подпитки по <sup>235</sup> U, массовый %	4,26	4,79
Длительность топливной загрузки при работе на номинальной мощности, эфф. сут	292,9	342,5
Выгорание выгружаемого топлива, МВт·сут/кгU: - среднее по всем ТВС - максимальное по ТВС	48,4 51,5	55,5 59,1
Максимальная в ходе работы топливной загрузки относительная мощность ТВС (Kq):	1,31	1,37
Максимальная в ходе работы топливной загрузки относительная мощность твэла (Kt):	1,46	1,52
Максимальная линейная мощность твэла (Ql), Вт/см:	288	299
Температура повторной критичности, °C:	190	91

# Основное оборудование РУ

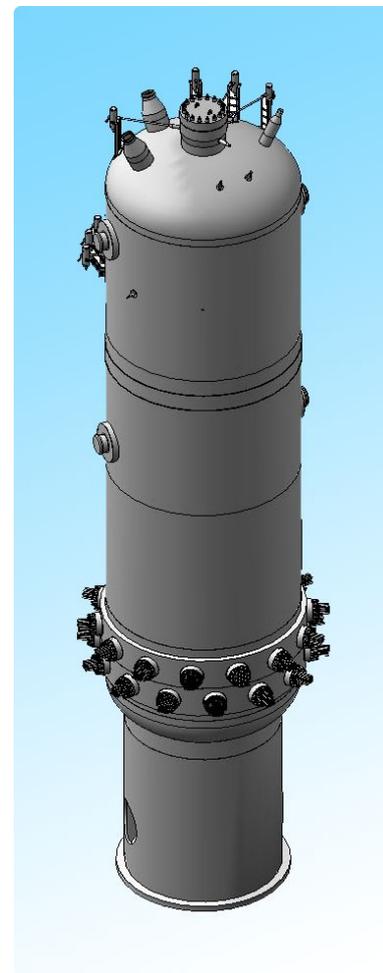


Параметр	ВВЭР-1200	В - 412	В - 320
Давление пара/паропроизводительность, МПа/т/ч	7,0/1602	6,27/1470	6,27/1470
Парогенератор	ПГВ-1000МКП	ПГВ-1000М	ПГВ-1000М
Внутренний диаметр корпуса парогенератора, м	4,2	4,0	4,0

# Основное оборудование РУ

## Компенсатор давления

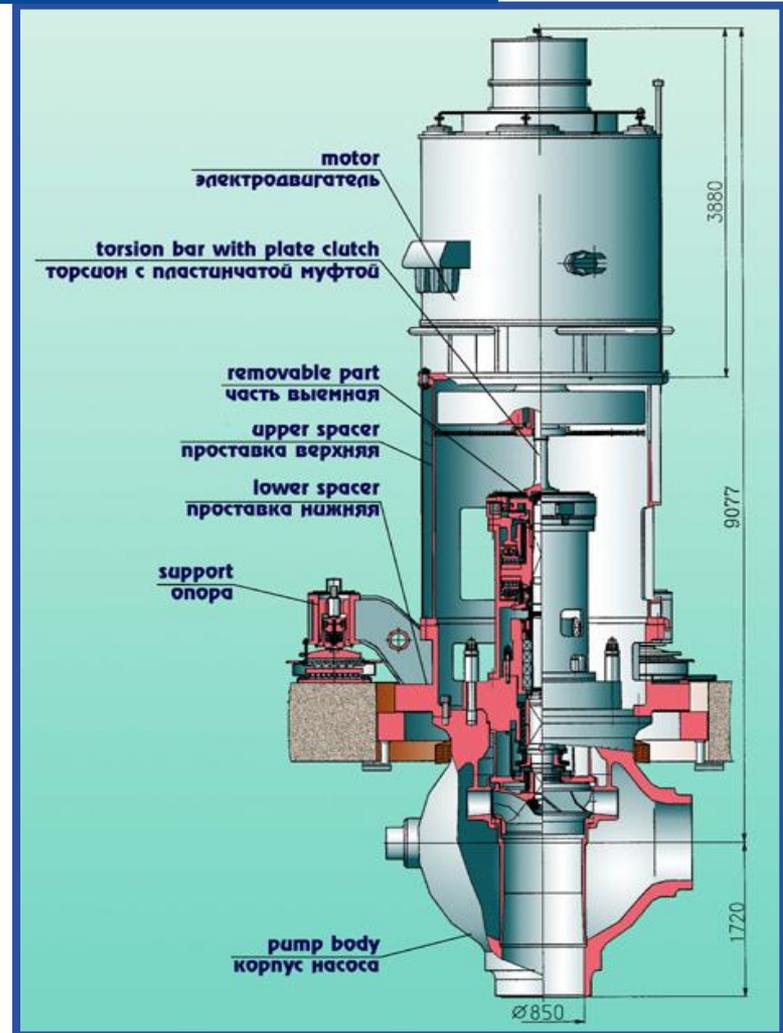
Параметр	Значение
Объём, м <sup>3</sup>	79
Объём воды, м <sup>3</sup>	55
Давление, МПа	16,1
Температура, °С	347,9



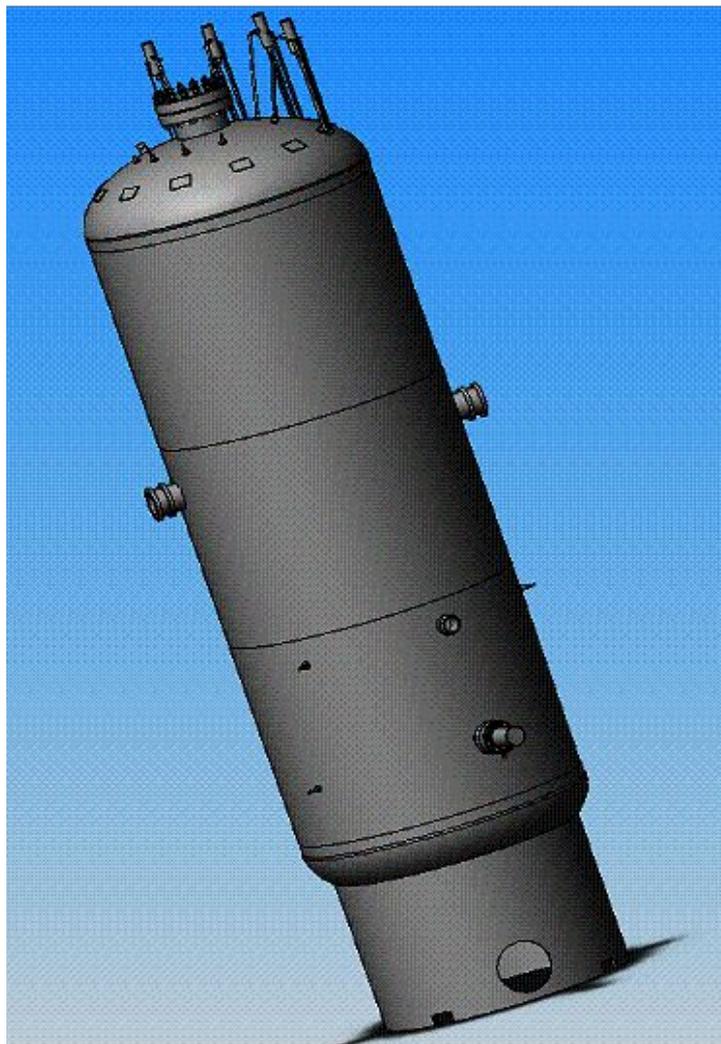
# Основное оборудование РУ

## ГЦНА

- применение торсиона с пластинчатой муфтой вместо зубчатой муфты;
- использование для смазки подшипников насоса воды;
- Применение вместо литого сварно-штампованного корпуса;
- двигатель ДВДАЗ 173/109-6-8-2АМ05 имеет следующие преимущества:
  - ◆ индивидуальная картерная система смазки;
  - ◆ пуск двигателя осуществляется вначале до 750 об/мин, а затем производится переход на номинальную скорость вращения 1000 об/мин;



# Гидроемкость



<i>Наименование</i>	<i>Значение</i>
<b>1 Объем корпуса, м<sup>3</sup></b>	<b>60</b>
<b>2 Расчетное давление, МПа</b>	<b>6,37</b>
<b>3 Рабочее давление, МПа</b>	<b>5,9</b>
<b>4 Температура раствора во время эксплуатации, °С</b>	<b>20-70</b>
<b>5 Расчетная температура стенки, °С</b>	<b>90</b>
<b>6 Рабочая среда, раствор борной кислоты в воде с массовой концентрацией, г/дм<sup>3</sup></b>	<b>16-20 + азот</b>
<b>7 Объем раствора в рабочих условиях, м<sup>3</sup></b>	<b>50</b>
<b>8 Объем газа, м<sup>3</sup></b>	<b>10</b>

# Проектные решения по головным энергоблокам АЭС-2006

Проект энергоблока АЭС-2006 с РУ ВВЭР-1200 разрабатывается в 2-х модификациях:

- Генеральный проектировщик Санкт-Петербургский институт Атомэнергопроект на базе проектных решений АЭС «Тяньвань», головной энергоблок ЛАЭС-2
- Генеральный проектировщик Московский институт Атомэнергопроект на базе проектных решений В-392 и АЭС «Куданкулам», головной энергоблок НВАЭС-2

# Основные технические решения по системам безопасности

Основой обеспечения безопасности являются развитые свойства самозащищенности РУ и различия в конфигурации СБ не носят принципиального характера.

Выполненные анализы безопасности для проектных и запроектных аварий для ЛАЭС-2 и НВАЭС-2 показали выполнение поставленных критериев приемки

Номенклатура и конфигурация СБ для обоих проектов необходима и достаточна для обеспечения безопасности АЭС, в соответствии с требованиями нормативной документации РФ.

# 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

## ЛАЭС-2

Вероятность ПАЗ –  $6,1 \cdot 10^{-7}$

В том числе:

Режимы работы на мощности и ЗПА -  $2,244 \cdot 10^{-7}$

Стояночные режимы -  $3,7 \cdot 10^{-7}$

## НВАЭС-2:

Вероятность ПАЗ –  $6,1 \cdot 10^{-7}$

В том числе:

Режимы работы на мощности и ЗПА -  $3,1 \cdot 10^{-7}$

Стояночные режимы -  $3,0 \cdot 10^{-7}$

# Заключение

- Состав и конструкция основных компонентов, оборудования и систем РУ для АЭС-2006 имеют в своей основе решения, заложенные в проекте В-320 и усовершенствованные в соответствии с сегодняшними требованиями, которые позволяют повысить эксплуатационные характеристики АЭС с обеспечением требуемого уровня безопасности.
- Использование эволюционного подхода при решении целевых задач проектирования позволило в сжатое время подготовить проект РУ для АЭС-2006, отвечающий самым современным российским и зарубежным нормам и правилам;
- Проект АЭС-2006 обладает необходимым уровнем конкурентоспособности и имеет обоснованные перспективы для серийного строительства как в России, так и за рубежом.