

# Лекция 6. Кампания ядерного реактора

Запас реактивности зависит от вида ядерного реактора, например для реакторов на тепловых нейтронах  $\rho_{\text{зап}} = 0,17—0,25$ , а в реакторах на быстрых нейтронах значение  $\rho_{\text{зап}}$  существенно меньше.

- значение  $\rho_{\text{зап}}$  определяет **кампанию** ядерного реактора, т. е. время работы реактора, пересчитанное на номинальную мощность.
- Номинальная мощность реактора—это наибольшая мощность, при которой он может работать на всех предусмотренных режимах в течение расчетной кампании.
- Кампанию реактора измеряют в эффективных сутках  $T_{\text{эф.сут}}$ .

## **КОЭФФИЦИЕНТ ВОСПРОИЗВОДСТВА**

- Отношение количества ядер образовавшегося вторичного топлива, например  $\Delta N_9$  (для  $^{239}\text{Pu}$ ), к количеству ядер выгоревшего первичного топлива  $\Delta N_5$  (для  $^{235}\text{U}$ ) называют *коэффициентом воспроизводства (КВ)*:
- $\text{КВ} = \Delta N_9 / \Delta N_5$ .
- В реакторах на тепловых нейтронах значение КВ всегда меньше единицы, причем чем менее обогащенным является ядерное топливо, тем больше в нем ядер  $^{238}\text{U}$  и тем выше КВ.
- КВ  $\sim 0,8$  для естественного урана, для слабообогащенного урана КВ  $\sim 0,5 - 0,6$ .
- В реакторах на быстрых нейтронах может быть достигнут КВ выше единицы. Реакторы, в которых обычно используют уран-плутониевое топливо называют *реакторами-размножителями*.
- В них может быть достигнуто *расширенное воспроизводство* делящихся материалов (КВ  $\sim 1,3 - 1,5$ ). Низкое сечение деления быстрых нейтронов вызывает необходимость применения в быстрых реакторах сильнообогащенного ядерного топлива (около 20%).

- **Каждый вторичный нейтрон деления дает прирост числа вторичных нейтронов до величины, равной  $\mu$ .**
- **Если реактор больших размеров, то можно пренебречь утечкой нейтронов и можно считать, что все вторичные нейтроны с энергией ниже порога деления заканчивают свой жизненный цикл внутри активной зоны, а именно: один нейтрон идет на поддержание цепного процесса, часть нейтронов поглощается в материалах, а остальные нейтроны поглотятся сырьевым нуклидом.**

- Эти нейтроны произведут новое горючее с коэффициентом воспроизводства КВ, численно равным количеству атомов вновь образовавшегося горючего на один атом сгоревшего исходного ядерного горючего. Принимая это во внимание окончательно получим соотношение

$$\eta \cdot \mu = 1 + \frac{КВ}{I_p} \quad ,$$

$$\text{или} \quad КВ = \eta \cdot \mu - 1 - q_p \cdot$$

- **Следовательно, для того чтобы достичь высоких значений  $K_B$ , необходимо повышать величину и уменьшать паразитный захват нейтронов в материалах активной зоны.**
- Максимального значения  $\mu$  и  $\eta$  достигается в реакторах на быстрых нейтронах.

- Коэффициент  $\rho_p$  принимает минимальное значение в том случае, если из реактора непрерывно удалять продукты деления с большими сечениями захвата и свести к минимуму количество конструкционных материалов, замедлителя и теплоносителя.
- **Тогда наибольшим КВ будет обладать реактор больших размеров на быстрых нейтронах с газообразным теплоносителем и непрерывным удалением продуктов деления.**

Максимальные полученные значения КВ :  
 для реактора на быстрых нейтронах – 1,35,  
 для реактора на тепловых нейтронах – 0,8.

Величина	Урановый топливный цикл		Ториевый топливный цикл	
	Реактор на быстрых нейтронах	Реактор на тепловых нейтронах	Реактор на быстрых нейтронах	Реактор на тепловых нейтронах
$\mu$	1,35	1,15	1,1	1,05
$\eta$	2,5	2,05	2,4	2,28
$Q_{tr}$	0	0,15	0	0,15
<b>КВ</b>	<b>2,26</b>	<b>1,15</b>	<b>1,6</b>	<b>1,25</b>

# Расширенное воспроизводство топлива в реакторах на быстрых нейтронах

- В стационарно развивающейся ядерной энергетике для долгосрочного обеспечения топливом энергетических мощностей вполне достаточно иметь  $KB \approx 1$  (необходим некоторый запас на восполнение потерь топлива в топливном цикле).
- **Избыток  $KB$  над единицей будет определять скорость роста ядерной энергетики.**
- **Для повышения величины  $KB$  необходимо повышать долю резонансного поглощения, что достигается уменьшением доли ядер замедлителя по отношению к ядрам топлива.**



# ЯЭУ

## Параметры и конструктивные особенности

### ЯЭУ

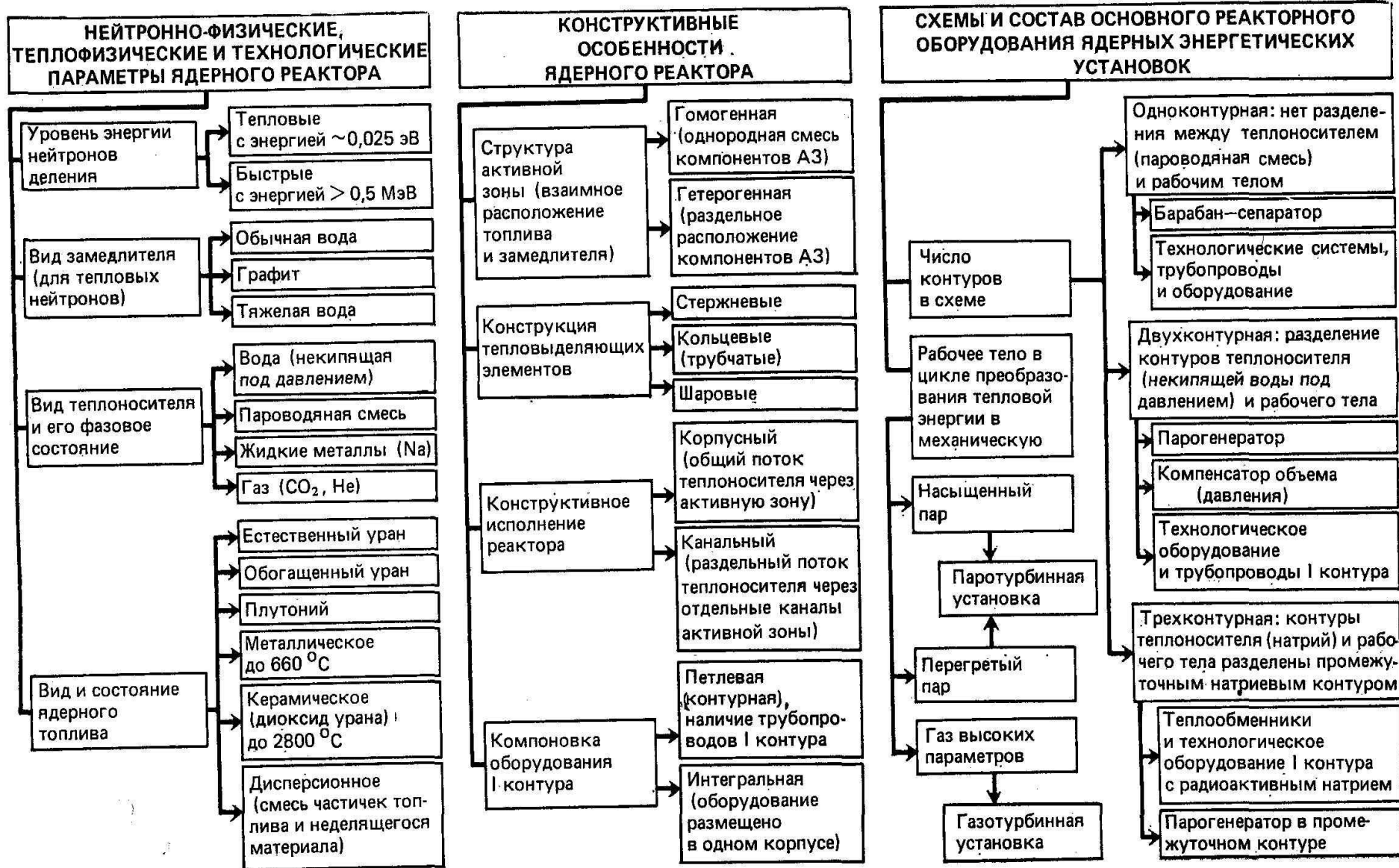
- Основные компоненты *ядерной энергетической установки* (ЯЭУ) зависят от типа реактора, вида теплоносителя, целевого назначения, тепловой схемы и ряда других факторов .
- Классификация ядерных энергетических установок приведена на рис. 3.6
- В зависимости от структуры расположения ядерного топлива и замедлителя реакторы могут быть гомогенными или гетерогенными.
- В гомогенном реакторе активная зона, состоящая из жидкой однородной смеси ядерного горючего и замедлителя, размещается внутри корпуса. Цепная реакция деления происходит только в топливном растворе, находящемся в реакторе, так как в этом месте создается критический размер активной зоны и происходит выделение теплоты. Теплоотвод осуществляется путем циркуляции топливного раствора с замедлителем через теплообменник, расположенный вне реактора.

- Наряду с рядом преимуществ (компактные размеры, отсутствие твэлов, непрерывный топливный цикл, простота управления, малые потери нейтронов, высокий коэффициент воспроизводства, саморегулирование мощности и т. п.)
- гомогенные реакторы имеют существенные недостатки: циркуляция сильно радиоактивного топливного раствора, повышенная коррозия конструкционных материалов, жесткие требования к надежности оборудования и герметичности первого контура, трудность ремонтных работ и др. Ввиду указанных недостатков гомогенные реакторы развития не получили.

- В гетерогенных реакторах ядерное топливо, находящееся в твердом состоянии, отделяется от замедлителя.
- Теплосъем в гетерогенном реакторе происходит при циркуляции теплоносителя через каналы в активной зоне, образованные соответствующим расположением ТВЭЛов.
- По конструктивному исполнению реакторы подразделяют на *корпусные* и *канальные*. В корпусных реакторах активная зона, находится в корпусе, который рассчитан на полное давление теплоносителя. Корпусные реакторы компактны. Однако с увеличением единичной мощности блока возрастают трудности в изготовлении корпуса реактора и главных циркуляционных трубопроводов, а также усложняются проблемы обеспечения безопасности при разрыве таких трубопроводов.
- В канальных реакторах отсутствует прочный корпус. Активная зона состоит из одинаковых технологических каналов с индивидуальным охлаждением, в которых размещаются ТВС. Увеличивая число таких каналов, можно получить более высокую единичную мощность реактора.
- По принципу расположения реакторного оборудования различают *петлевую (контурную)* и *интегральную компоновки*. При интегральной компоновке все оборудование размещено в одном корпусе (баке), а при петлевой компоновке внутри корпуса реактора находится только активная зона.

Рис. 3.6. Классификация реакторов ядерных энергетических установок

УСТАНОВОК

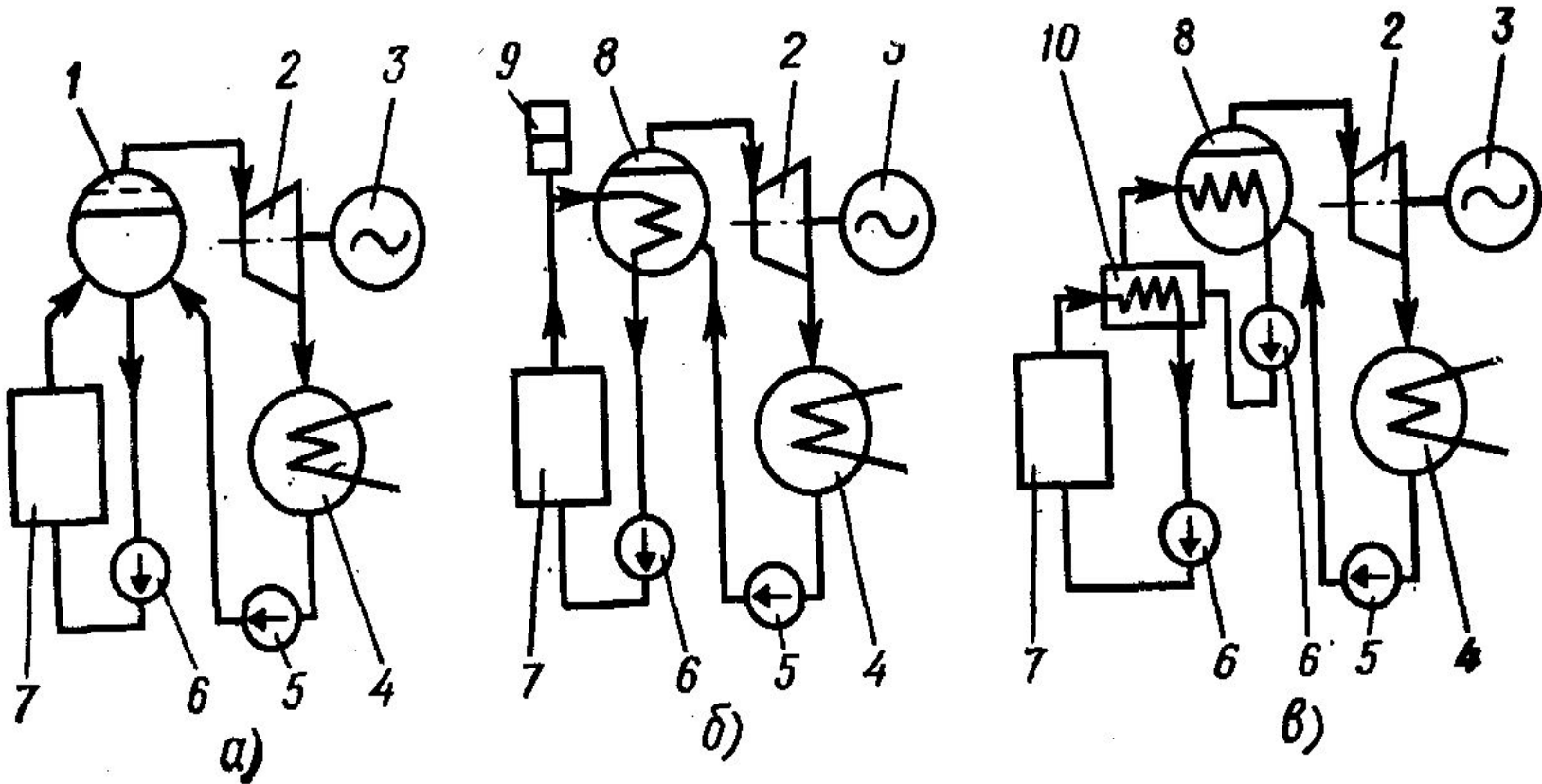


- *Тепловая схема ЯЭУ* может быть одно-, двух- и трехконтурной (рис.3.7). Одно- и двухконтурные схемы применяют с реакторами на тепловых нейтронах с водным теплоносителем, трехконтурные— с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем .
- В *одноконтурной схеме* (рис. 3.7, а) пар вырабатывается непосредственно в реакторе. Полученная пароводяная смесь подается в барабан-сепаратор, отсепарированный насыщенный пар поступает в паровую турбину. Отработавший в турбине пар конденсируется, и конденсат после подогрева циркуляционным насосом подается в реактор. В такой схеме теплоноситель является одновременно и рабочим телом в паросиловом цикле.
- Одноконтурная установка в схемном отношении является наиболее простой и обладает большей тепловой экономичностью. Однако пароводяная смесь, проходя через реактор, становится радиоактивной. Хотя основное количество радиоактивных веществ остается в отсепарированной воде, некоторая часть твердых частиц (в основном продуктов коррозии, обладающих наведенной радиоактивностью) вместе с паром поступает в паропроводы, накапливается в турбине и другом оборудовании. Это предъявляет повышенные требования к биологической защите, затрудняет проведение контроля и ремонта оборудования.

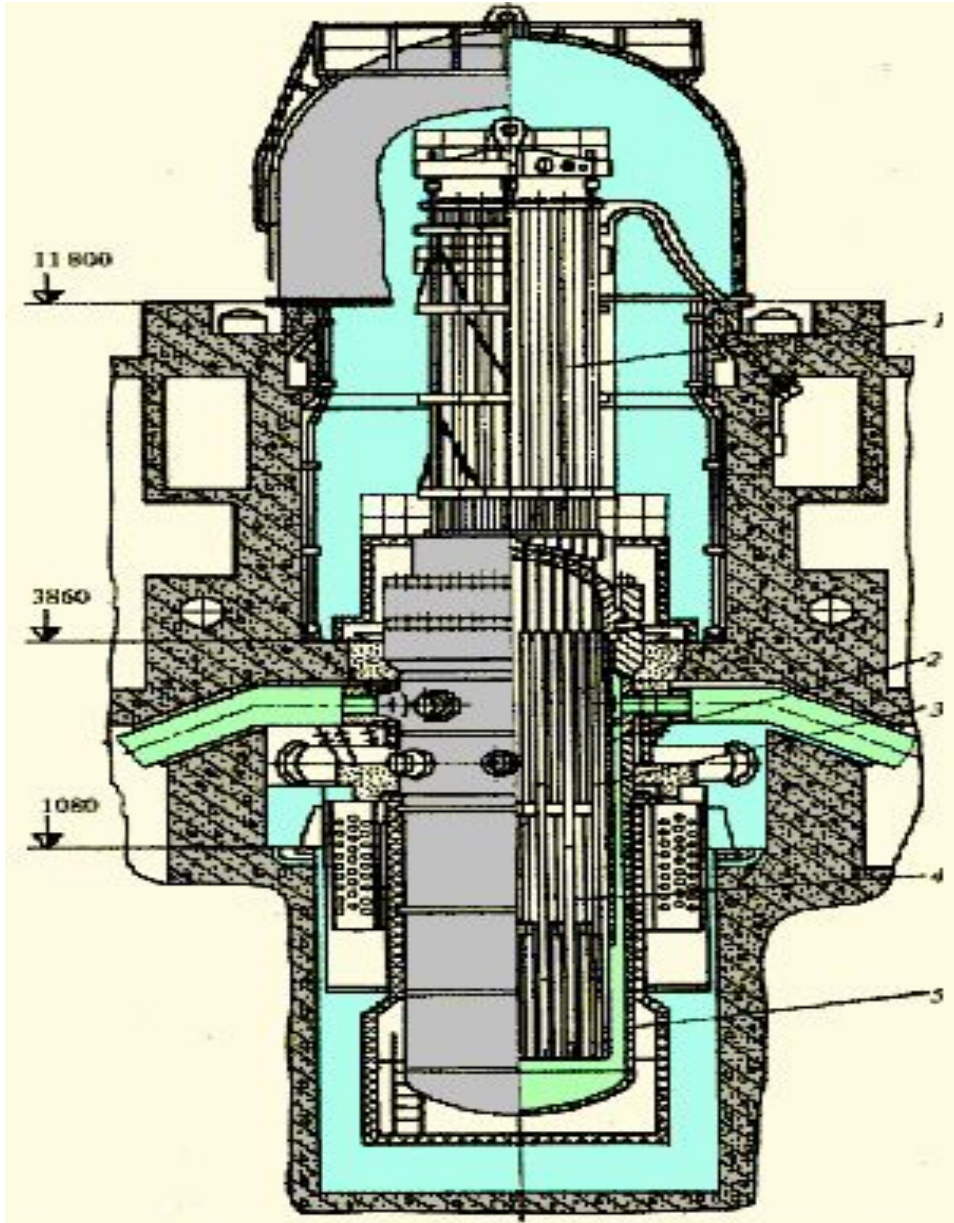
- Одно- и двухконтурные схемы АЭС являются наиболее распространенными, общим является то, что они работают с турбинами на насыщенном паре средних параметров (6—6,5 МПа).
- Использование в качестве теплоносителя натрия, который становится радиоактивным в нейтронном поле, вызывает необходимость применения *трехконтурной схемы* (рис. 3.7, в).
- Радиоактивный натрий первого контура из реактора направляется в теплообменник, где отдает свою теплоту натрию промежуточного контура и циркуляционным насосом возвращается в реактор. Натрий промежуточного контура передает теплоту рабочему телу (воде) в парогенераторе, откуда полученный пар высоких параметров поступает на турбину. Давление натрия в промежуточном контуре поддерживается более высоким, чем в первом контуре, тем самым исключается протечка радиоактивного натрия в промежуточный контур и его взаимодействие с водой. Трехконтурная схема вызывает дополнительное увеличение капитальных затрат на 15—20%, однако при этом обеспечиваются условия безопасной эксплуатации реакторной установки.
- В качестве рабочего тела в цикле преобразования тепловой энергии в механическую применяют главным образом пар (насыщенный или перегретый).

Рис.3. 7. Тепловые схемы ядерных энергетических установок с разным числом контуров (а — одноконтурная, б — двухконтурная, в — трехконтурная);

1—сепаратор; 2—турбина; 3— электрогенератор; 4 — конденсатор;  
5—питательный насос, 6 — циркуляционный насос; 7 — реактор; 8 — парогенератор, 9 — компенсатор объема; 10—промежуточный теплообменник



## Типовые ЯЭУ



*Водо-водяной реактор ВВЭР- 440*

представляет собой цилиндрический сосуд с крышкой и состоит из следующих основных частей:

1 - верхний блок с приводами системы управления

- и защиты (СУЗ);
- 2- патрубок отвода теплоносителя
  - из реактора;
  - 3 - органы СУЗ;
  - 4 - активная зона;
  - 5 - корпус (рис. 8.4).



- Основные конструктивные решения для реакторов ВВЭР заключаются в следующем:
- охлаждающий поток теплоносителя движется через активную зону снизу вверх;
- топливные кассеты расположены в выемной шахте;
- перегрузку топливных кассет производят через верх реактора при снятой верхней крышке;
- все внутрикорпусные устройства выемные, что обеспечивает возможность их ремонта и замены, а также позволяет контролировать внутреннюю поверхность корпуса;
- приводы СУЗ и системы технологического контроля расположены на верхнем блоке реактора;
- корпус реактора изготовлен заводским способом с учетом возможности его транспортировки по железным дорогам;
- все реакторное оборудование, содержащее активный теплоноситель под давлением, размещено в защитной оболочке.
- Реакторная установка ВВЭР-1000 ввиду очень низкого радиационного загрязнения второго контура является наиболее приемлемой для использования в составе атомной ТЭЦ (АТЭЦ).

## *канальные водографитовые реакторы*

- 2. Особенность *канальных водографитовых реакторов* заключается в возможности широкого выбора физических и технических решений по параметрам и конструкции реактора.
- Недостаток - большая разветвленность и громоздкость контура циркуляции, изготовляемого из нержавеющей стали, и сложность системы контроля за работой реактора. Это усложняет монтажные работы и увеличивает капитальные затраты на сооружение АЭС.
- Теплоноситель по индивидуальным трубопроводам подводят снизу к каждому ТК, он нагревается до кипения и частично испаряется. Отвод пароводяной смеси осуществляется из верхней части ТК также по индивидуальным трубопроводам в барабан-сепаратор. Насыщенный пар при давлении 7,0 МПа направляют к двум турбинам по 500 МВт каждая, а отсепарированную воду смешивают с питательной водой и с помощью главных циркуляционных насосов подают на вход в ТК через систему раздающих коллекторов.
- Реактор РБМК-1000 размещают в бетонной шахте размерами 21,6 × 21,6 × 25,6 м (рис. 8.5). Графитовая кладка цилиндрической формы состоит из отдельных, собранных в колонны блоков сечением 0,25 × 0,25 м с осевыми цилиндрическими отверстиями, в которых размещены вертикальные технологические каналы и каналы СУЗ.

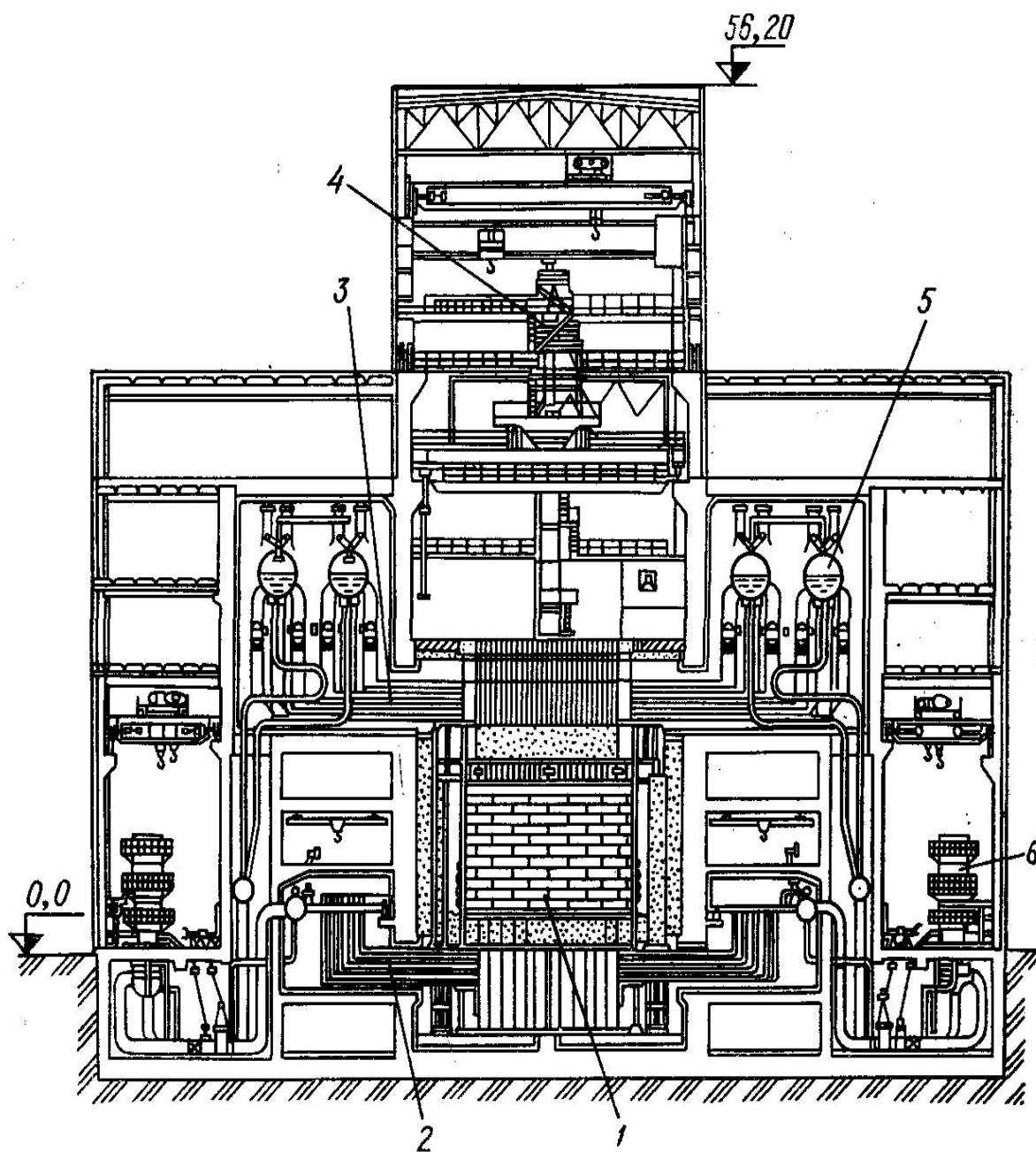


Рис. 8.5. Общий вид реакторной установки РБМК-1000: 1 — реактор; 2 — подводящие водяные трубопроводы; 3 — отводящие пароводяные трубопроводы; 4 — перегрузочная машина; 5 — сепараторы; 6 — циркуляционные насосы

## *Реакторы на быстрых нейтронах*

- *Реакторы на быстрых нейтронах* характеризуются относительно малыми габаритами активной зоны и ее высокой удельной энергонапряженностью. Внесение в активную зону таких реакторов материалов, замедляющих быстрые нейтроны, недопустимо. Это приводит к тому, что выбор теплоносителя для реакторов на быстрых нейтронах ограничен. В настоящее время в качестве теплоносителя реакторов на быстрых нейтронах используют натрий,
- В конструкции реактора БН-600 принят вариант интегральной компоновки оборудования первого контура (рис. 8.6)..
- Натрий протекает снизу вверх через кассеты активной зоны и зоны воспроизводства и, нагретый до температуры  $550^{\circ}\text{C}$ , поступает на вход в промежуточные теплообменники. В теплообменниках натрий первого контура проходит по межтрубному пространству сверху вниз, охлаждаясь до температуры  $380^{\circ}\text{C}$ . После выхода из теплообменников натрий поступает в сливные камеры корпуса и затем на всас насосов.

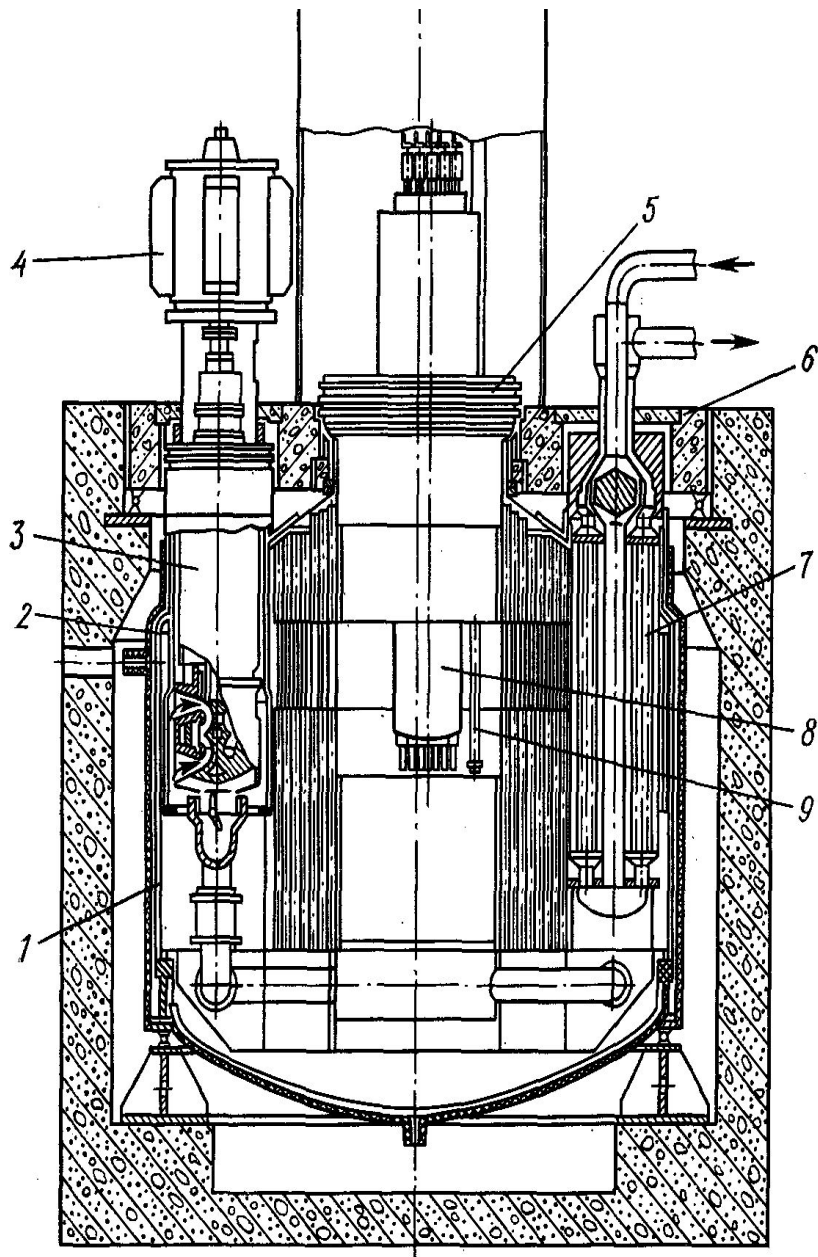


Рис. 8.6. Общий вид реактора БН-600: 1 — опорный пояс; 2 — корпус; 3 — насос первого контура; 4 — электропривод; 5 — поворотные пробки; 6 — биологическая защита; 7 — промежуточный теплообменник; 8 — колонна СУЗ; 9 — механизм перегрузки.

## Новые задачи, присущие только АЭС

- Наличие в отработавшем топливе осколков деления, непрерывно выделяющих энергию вследствие радиоактивного распада, требует сооружения на АЭС надежно охлаждаемых хранилищ.
- Особое значение для АЭС имеют профилактика и раннее обнаружение дефектов в работе оборудования и систем, так как серьезные аварии и повреждения реакторной установки влекут за собой не только значительные потери времени и материальных ресурсов; из-за ограниченного доступа к радиоактивному оборудованию проведение ремонтных работ сопряжено здесь с большими трудностями.
- Поэтому большое внимание уделяется контролю состояния основного металла и сварных соединений (как входному, так и контролю в процессе эксплуатации с использованием современных средств обнаружения дефектов).
- На прочность реакторного оборудования влияют такие специфические для АЭС факторы, как интенсивное нейтронное излучение, способствующее радиационному охрупчиванию металла корпуса; сложные условия механического, гидродинамического и термического воздействий на главные циркуляционные трубопроводы, внутриреакторные системы и др.

- Специфической является перегрузка отработавшего топлива. Отработавшие ТВС перемещают из реактора в бассейн выдержки. В реакторах РБМК непрерывную перегрузку можно осуществлять во время работы реактора.
- Опыт показал, что основными причинами отказов оборудования, связаны с повреждением металла из-за : недостатков конструкции, низкого качества изготовления, монтажа, неправильной эксплуатации, не выявленных причин.
- Отрицательное влияние на надежность оказывают не учтенные при проектировании напряжения и нагрузки. Применение неразрушающих методов контроля и диагностики(виброакустический, акустико-эмиссионный, анализ нейтронных шумов и телевизионные средства) является перспективным путем повышения надежности и безопасности АЭС.
- Для оценки *эффективности* АЭС используют традиционные технико-экономические показатели: себестоимость отпускаемой электроэнергии, удельные капиталовложения в строительство , коэффициент полезного действия, коэффициент использования установленной мощности, приведенные затраты, нормативный срок службы (или ресурс) основного оборудования и АЭС в целом, штатный коэффициент.
- Себестоимость зависит от типа ЯЭУ и заметно ниже себестоимости электроэнергии, вырабатываемой на тепловых станциях с органическим топливом.