

Тепловые электрические станции (Введение в специальность)

Тема 7

ОСНОВЫ РАБОТЫ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

«Был этот мир глубокой тьмой окутан.

Да будет свет! И вот явился Ньютон.

Но Сатана недолго ждал реванша.

Пришел Эйнштейн – и стало все, как раньше.»

Ефимов Николай Николаевич – проф., д.т.н., зав каф. ТЭСиТ

Понятие о цепной реакции

В результате его деления атомов урана-235, из осколков вылетает 2 – 3 нейтрона способных производить дальнейшее деление соседних атомов.

Процесс лавинообразного нарастания деления последующих атомов урана-235 называется цепной реакцией деления ядер.

Выделение энергии при ядерных реакциях соответствует принципу Эйнштейна: $\Delta A = \Delta I \cdot \tilde{h}^2$

ΔI - изменение массы системы, кг; c – скорость света, м/с.

Тепловая энергия ядерной реакции:

$$Q = 931 \left\{ \left[M(U^{235}) + m_n \right] - \left[M(La^{147}) + M(Br^{87}) + 2m_n \right] \right\}$$

m_n – масса нейтрона; $M(M^A)$ – молярная масса вещества.

При делении ядер, содержащихся в 1 г урана-235, выделяется энергия $7,8 \cdot 10^{10}$ Дж,

т.е. 1 г урана-235 эквивалентен более чем 2 т. высококалорийного угля.

После ряда столкновений скорость нейтрона уменьшается до скорости теплового движения ядер вещества и становится тепловым нейтроном. При $T = 300 K$ скорость движения теплового нейтрона равна 2200 м/с. В соответствии с этим реакторы АЭС подразделяются на тепловые и быстрые.

Процесс деления ядер

Процесс деления ядер обычно представляется на основе капельной модели ядра, согласно которой реакция взаимодействия его с нейтроном имеет две стадии.

В первой стадии, частица поглощается ядром, в результате чего образуется возбужденное ядро.

Во второй стадии, возбужденное ядро приходит либо в стабильное состояние, испуская элементарную частицу или квант, либо делится. На этот процесс большое влияние оказывают энергия связи и энергия порога деления.

Энергия связи – энергия, вносимая нейтроном в ядро и достаточная, чтобы войти в него и удержаться в нем.

Энергия порога деления – энергия достаточная, для того чтобы ядро атома начало делиться. Для того чтобы ядро разделилось необходимо к нему подвести энергию не ниже энергии порога деления

Энергетические характеристики урана

Поскольку при одном акте деления ядра урана образуется несколько нейтронов, то цепная реакция деления в уране-235 вполне возможна. Однако в природном уране основным изотопом является уран-238 (его в природе до 99,3 %), поэтому цепная реакция в природном уране не развивается, нейтроны поглощаются ядрами урана-238.

Самоподдерживающаяся цепная реакция деления в смеси изотопов урана создается увеличением содержания изотопов урана-235 в смеси и применение замедлителя нейтронов. Замедление нейтронов деления достигается при столкновении их с легкими ядрами замедлителя.

В замедлителе нейтрон теряет свою энергию до теплового состояния.

Отношение числа нейтронов какого-либо поколения к числу нейтронов предшествующего поколения называется **коэффициентом размножения k**

$k > 1$ - количество нейтронов возрастает.

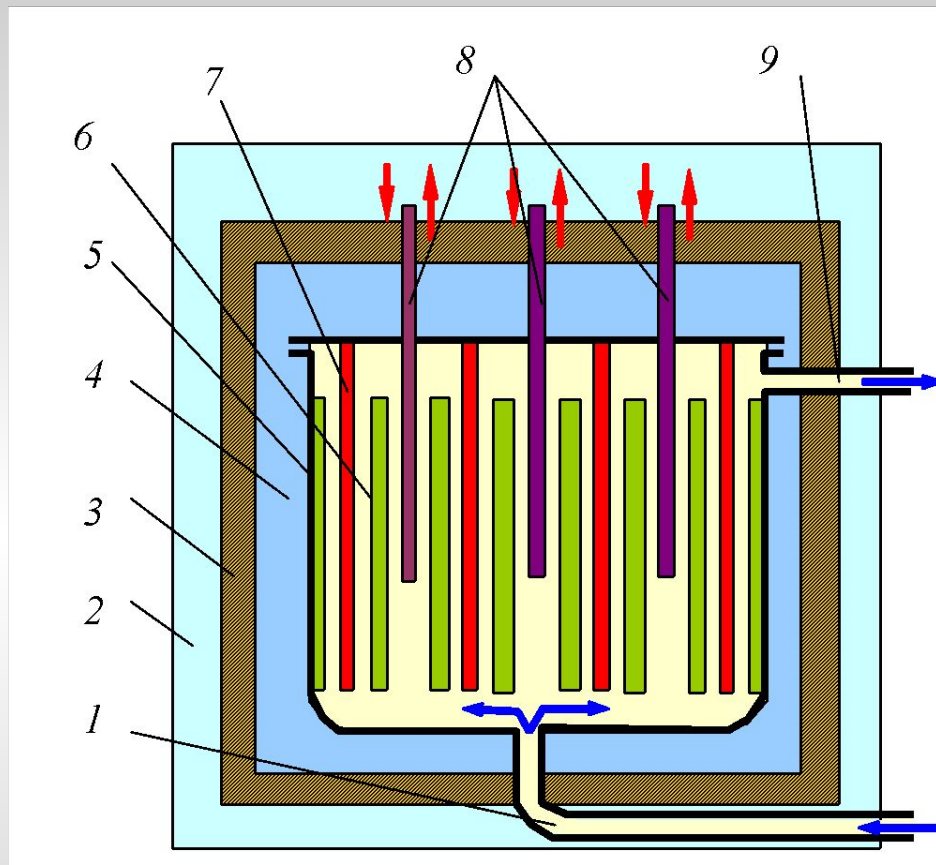
$k = 1$ - количество нейтронов остается

неизменным,.

$k < 1$ - реакция с течением времени затухает

Наименование элемента	Энергия порога деления, $E_{п.д}$ МэВ	Энергия связи, $E_{п}$, МэВ
Уран-236,	5,75	6,4
Уран-239,	5,85	4,76

Конструктивная схема реактора



1 – вход теплоносителя; 2 – биологическая защита реактора; 3 – защита; 4 – отражатель нейтронов; 5 – корпус реактора; 6 – замедлитель; 7 – элементы активной зоны; 8 - элементы регулирования; 9 – выход теплоносителя.

Условия работы атомного реактора

Условия критического состояния: $k_{эф} = k_{беск} P_z P_\partial = 1$.

$k_{эф}$ - эффективный коэффициент размножения;

$k_{беск}$ - коэффициент размножения нейтронов в бесконечном пространстве;

P_z и P_∂ – вероятность избежания утечки нейтронов в процессах замедления и диффузии соответственно.

В таких условиях количество образующихся при делении урана нейтронов равно количеству нейтронов, покидающих реактор и поглощенных промежуточными веществами в процессах замедления и диффузии.

К основному оборудованию АЭС относится ядерный реактор, в котором происходит цепная реакция ядерного распада на отдельные элементарные частицы атома с выделением тепловой энергии.

Активная зона корпуса реактора состоит из сборок тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ), в которых ядерное горючее имеет форму стержней, пластин, таблеток, сфер, заключенных в оболочку, изолирующую горючее от теплоносителя, который имеет свой вход и выход.

Основы построения реактора

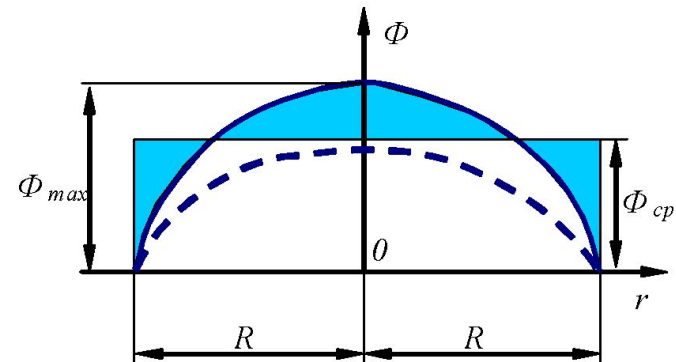
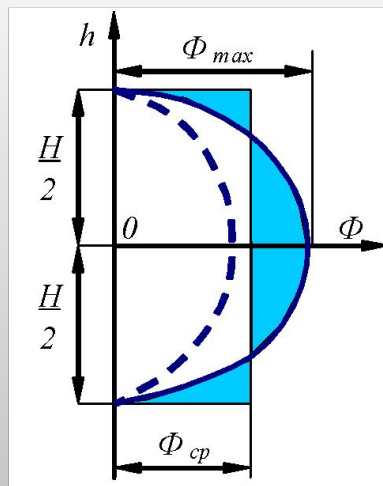
В систему управления и защиты реактора (СУЗ) входят система автоматического регулирования (САР), система аварийной защиты (САЗ) и система компенсации реактивности (СКР).

В корпус реактора входят также элементы замедляющие цепную реакцию до уровня взаимодействия тепловых нейтронов.

Помимо этого установлены устройства различного рода защит: биологическая, а также отражатель нейтронов, заставляющий нейтроны возвращаться в реактор.

Энерговыделение в активной зоне реактора пропорционально нейтронному потоку: $\Phi = nv$;

n – плотность нейтронов, $1/\text{см}^3$, т.е. число нейтронов в единице объема вещества;
 v – скорость нейтронов, $\text{см}/\text{с}$.



Тепловыделение в активной зоне

Тепловая мощность реактора: $Q_p = 0,32 \cdot 10^{-10} \Sigma_f \hat{O} V_{\hat{a}}$

$0,32 \cdot 10^{-10}$ – мощность, соответствующая одному делению атома в секунду;

$V_{\hat{a}}$ - объем горючего в активной зоне, $см^3$;

$\Sigma_f = \sigma_f N$ – макроскопическое эффективное сечение деления;

σ – эффективное сечение;

N - количеством ядер, находящихся в единице объема вещества.

При делении одного ядра выделяется энергия равная 200 МэВ из них примерно 184 МэВ остается в активной зоне, а 6 МэВ в корпусе реактора и радиационной защите в результате поглощения нейтронов и γ -квантов.

Для обеспечения нормальной работы реактора необходимо отводить тепло не только от ТВЭЛов, но и от других частей реактора: корпуса, замедлителя, регулирующих стержней, радиационной защиты. В ТВЭЛах выделяется не менее 95% тепловой мощности реактора.

При стационарной работе реактора соблюдается равенство:

$$0,32 \cdot 10^{-10} \Sigma_f \hat{O} V_{\hat{a}} = G_p c_p (t_{\hat{a}\hat{o}} - t_{\hat{a}\hat{o}}) = \alpha_{cp} \Delta t_{p\text{cp}} F$$

Для отвода тепла из реактора применяются жидкие и газообразные теплоносители: вода, тяжелая вода, жидкие металлы, двуокись углерода, гелий, а также используются смеси газов, расплавы солей, пары жидкостей.

Классификация реакторов

1. По уровню энергии нейтронов реакторы делятся на:
 - тепловые (работающие на тепловых нейтронах);
 - быстрые (на быстрых нейтронах).
2. По воспроизводству ядерного горючего реакторы делятся на:
 - размножители (на быстрых нейтронах коэффициент воспроизводства 1,5 и более) ;
 - конверторы (с коэффициентом воспроизводства $1,0 \div 1,1$). При воспроизводстве в реакторах на быстрых нейтронах, например, из урана получается плутоний; из тория – уран-233.
3. По принципу распределения горючего в замедлителе реакторы делятся на:
 - гомогенные и
 - гетерогенные (АЭС обычно используют гетерогенные реакторы).
4. По виду замедлителя нейтронов реакторы могут быть:
 - водными,
 - тяжеловодными и
 - графитовыми.

Классификация реакторов (продолжение)

5. По типу теплоносителя в используемого в реакторе они делятся также на:

- водные,**
- тяжеловодные,**
- газовые и**
- жидкометаллические.**

6. Водоохлаждаемые реакторы в свою очередь делятся на две группы:

- с водой под давлением (не кипящие) и**
- кипящие реакторы.**

7. По конструктивным признакам реакторы могут быть

- корпусные и**
- канальные.**

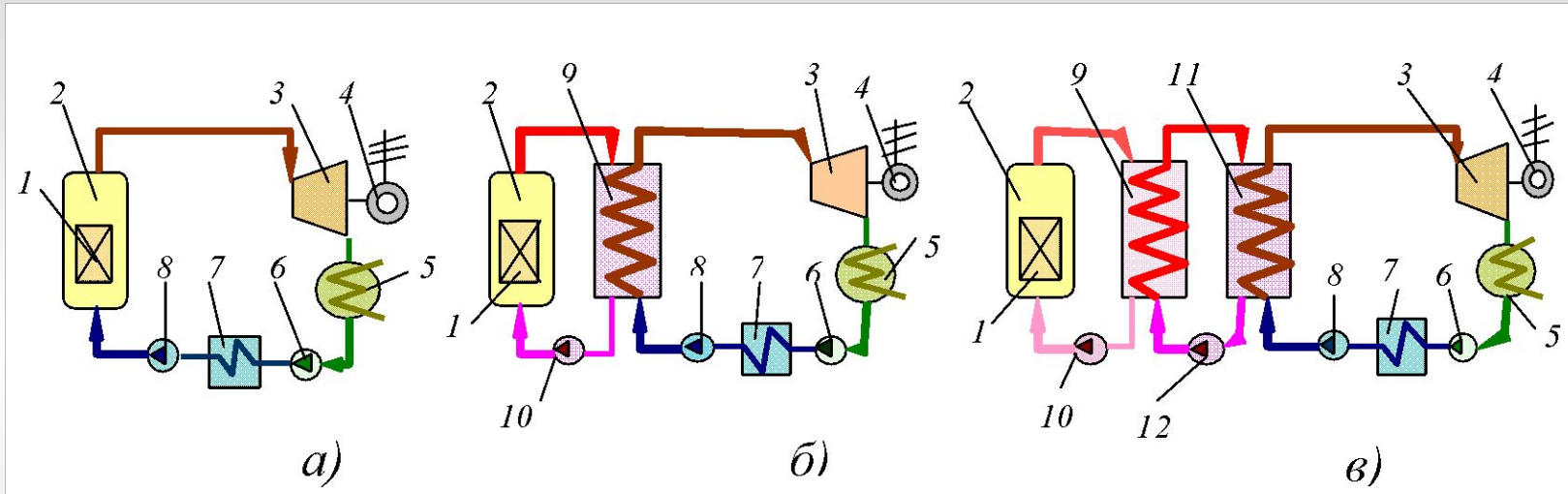
8. По типу замедлителя и теплоносителя реакторы АЭС можно разделить на:

- водо – водяные;**
- граффито – водяные;**
- граффито – газовые;**
- тяжеловодно – водяные.**

Агрегатное состояние ядерного горючего может быть твердым, жидким и газообразным. На АЭС используются только твердые горючие.

Тепловые схемы энергоблоков АЭС

На АЭС применяют одно- (*а*), двух- (*б*) и трехконтурные (*в*) принципиальные тепловые схемы энергоблоков



Для АЭС с реакторами охлаждаемыми водой под давлением применяют двухконтурные схемы.

Энергоблоки АЭС с кипящими реакторами выполняются по одноконтурной схеме.

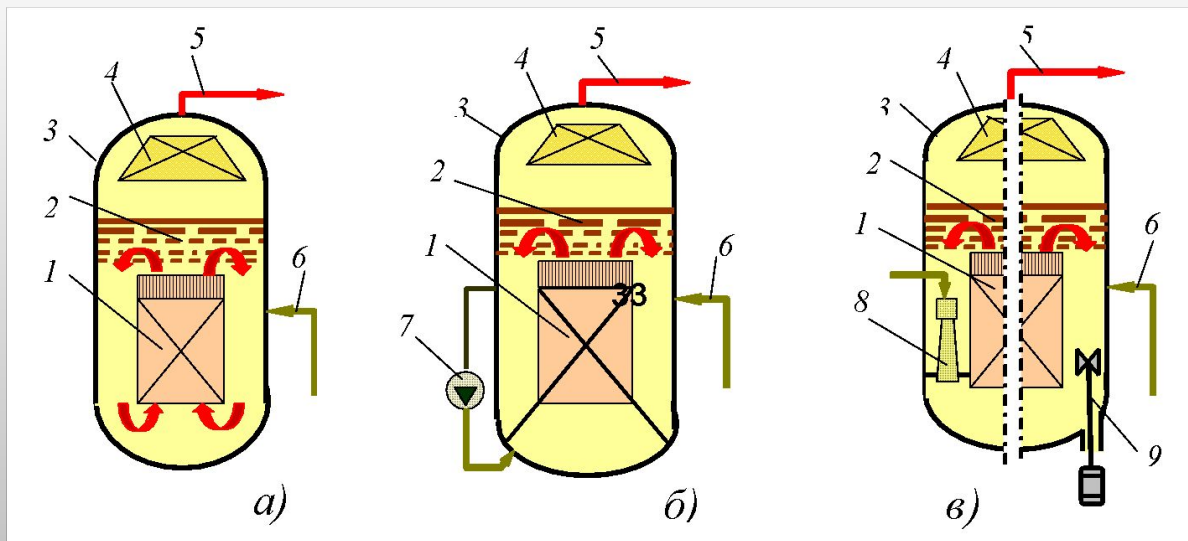
На энергоблоках АЭС с реакторами, охлаждаемыми жидким металлом используются трехконтурные схемы.

Энергоблоки АЭС с газоохлаждаемыми реакторами и паротурбинным циклом работают по двухконтурной схеме.

Тепловые схемы АЭС с реакторами, охлаждаемыми кипящей водой

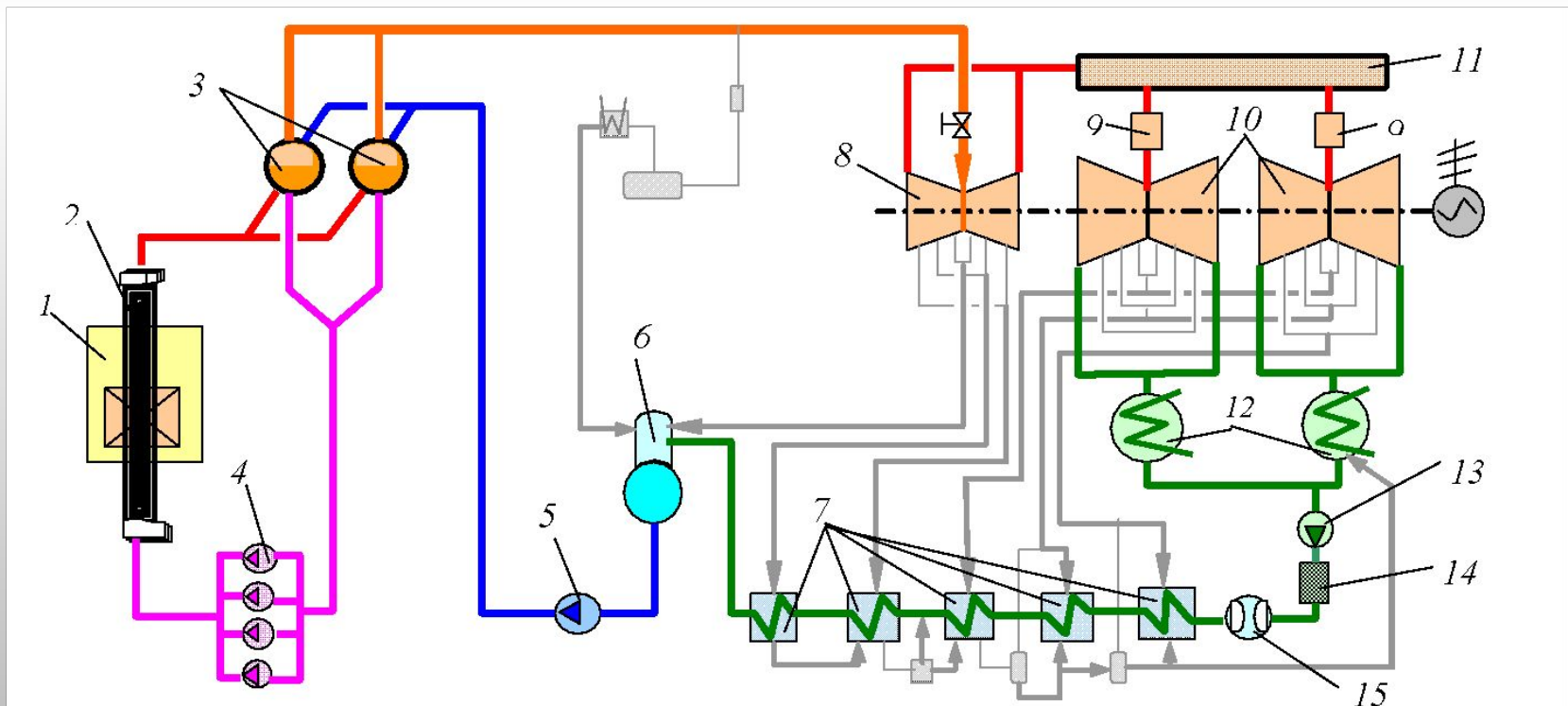
Для корпусных кипящих реакторов хорошие показатели имеет схема с внутрикорпусной принудительной циркуляцией теплоносителя от инжекторов или от осевых насосов.

Из условий прочности, эффективности теплоотдачи и протекания ядерных реакций область оптимального начального давления для схем с кипящими реакторами находится в пределах $6 \div 8 \text{ МПа}$. На таких реакторах возможен и промежуточный перегрев пара.



Энергоблоки АЭС с реакторами РБМК

Энергоблоки АЭС с реакторами РБМК (реактор большой мощности канальный). В России отработана схема РБМК-1000 с характеристиками: давление на выходе из реактора – $6,85 \text{ МПа}$, температура пара перед турбиной $285 \text{ }^{\circ}\text{C}$; мощность энергоблока – 1000 МВт ; к.п.д. – $31,2 \%$. Температура подогрева питательной воды - $19 \div 210 \text{ }^{\circ}\text{C}$. АЭС с РБМК-1000 снабжаются двумя турбинами К-500-65/3000; расход пара 5800 т/ч ; давление в конденсаторе $3,9 \text{ кПа}$.



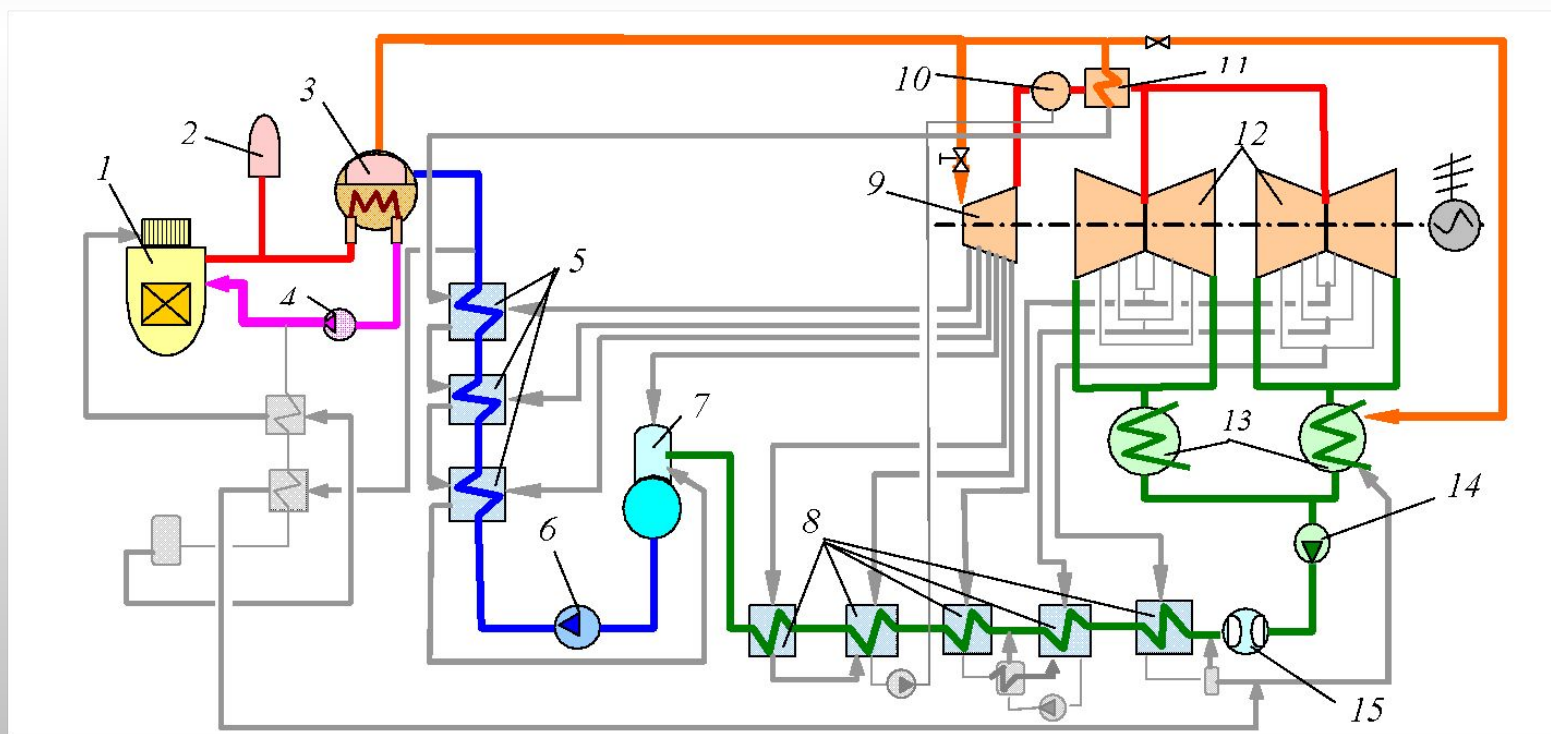
Тепловые схемы АЭС с реакторами, охлаждаемыми водой под давлением

Представителями этого типа тепловых схем АЭС с корпусными реакторами ВВЭР наиболее активно строятся в нашей стране.

Основным элементом реактора ВВЭР является корпус, работающий под давлением.

Верхняя часть корпуса связана с блоком приводов СУЗ.

Теплоноситель из корпуса реактора выходит к шести парогенераторам расположенным по окружности



Характеристики энергоблоков с реакторами ВВЭР

Наименование	Энергоблок	
	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Электрическая мощность, МВт	440	1000
Давление теплоносителя первого контура, Мпа		
Параметры теплоносителя второго контура - давление насыщенного пара, Мпа - температура на входе в парогенератор, °С - температура на выходе из парогенератора, °С	4,3 270 300	5,88 289 324
К.п.д., %	32	33

Реактор ВВЭР эксплуатируется в режиме трех частичных перегрузок ядерного горючего за всю кампанию. При каждой перегрузке свежее ядерное горючее загружается по периферии активной зоны, а затем перегружается к центру.

Перегрузка одной трети всей топливной загрузки реактора один раз в год дает возможность работать реактору в течении года, т.е. создает необходимый запас реактивности для работы

Тепловые схемы АЭС с реакторами, охлаждаемыми жидким металлом

Основной особенностью АЭС с реакторами – размножителями, охлаждаемыми жидким металлом, является обеспечение безопасности и надежности в работе. Поэтому исключается возможность контакта радиоактивного металла с водой, для чего тепловую схему энергоблока выполняют трехконтурной (с промежуточным жидкометаллическим контуром).

Применяются два варианта компоновок первого контура.

- Петлевая компоновка, когда контур циркуляции теплоносителя состоит из нескольких автономных или взаимосвязанных петель.**
- Баковая компоновка, когда все оборудование первого контура располагается в общем корпусе – баке (Белаярская АЭС).**

Возможность достижения высоких температур жидкометаллического теплоносителя позволяет получать высокие параметры пара в третьем контуре, сопоставимые с параметрами обычных ТЭС.

Параметры энергоблока АЭС с реактором БН-600

Характеристики АЭС с реакторами – размножителями типа БН-600:

- мощность энергоблока – *600 МВт*;

- теплоноситель первого и второго контуров – натрий;

- температура первого контура на входе в активную зону – 400°C ;

- температура первого контура на выходе из активной зоны – 580°C ;

- температура второго контура на входе в теплообменник – 340°C ;

- температура второго контура на выходе из теплообменника – 550°C ;

- параметры пара перед турбиной:

- давление – *12,7 МПа*;

- температура – *535 °С*;

- температура питательной воды – 240°C ;

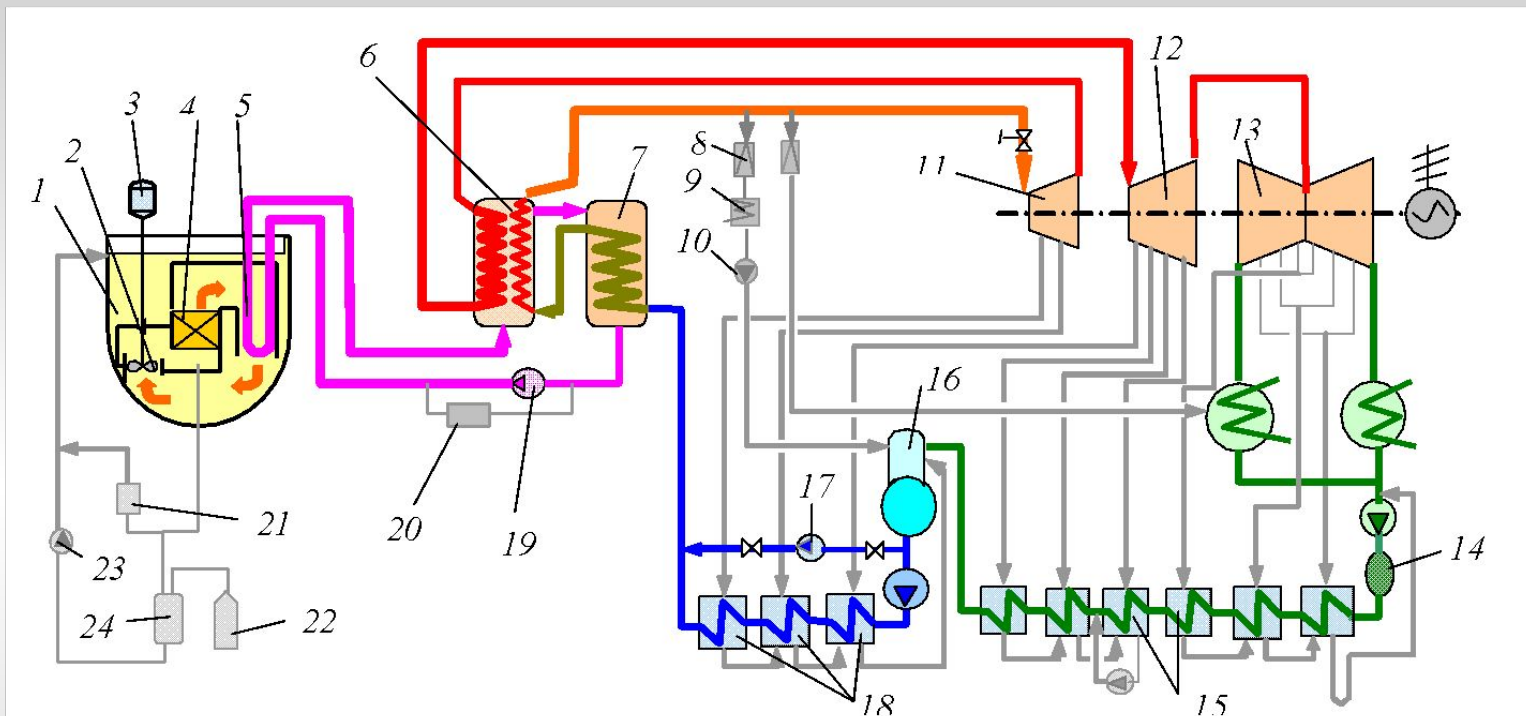
- к.п.д. энергоблока – *40,1 %*;

- глубина выгорания топлива – *10 %*

- длительность кампании реактора без перегрузок – *450 суток*.

Существует проект АЭС с бинарным ртутно – водяным циклом. Первый контур такого энергоблока работает на натрии; второй – на ртути и третий – на воде. На втором контуре устанавливается ртутная турбина электрической мощностью *120 МВт*. Общая мощность энергоблока составляет *540 МВт*

Принципиальная тепловая схема энергоблока АЭС с реактором БН



1 – реактор; 2 – циркуляционный насос первого контура; 5 – промежуточный жидкометаллический теплообменник; 6 – пароперегреватель; 7 – испарительная часть парогенератора; 11, 12, 13 – ЧВД, ЧСД, ЧНД турбины; 15 – подогреватели низкого давления; 16 – деаэратор; 18 – подогреватели высокого давления; 19 – циркуляционный насос; 20 – фильтр натрия промежуточного контура; 21 – быстродействующее сбросное устройство первого контура; 22 – система подачи очищенного инертного газа; 23 – насос подпитки первого контура; 24 – бак натрия.

Южно-Российский государственный технический университет (Новочеркасский политехнический институт)

Благодарю за внимание

Ефимов Николай Николаевич – проф., д.т.н., зав
каф. ТЭС