

Министерство образования и науки РФ
Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение
высшего образования
«Воронежский государственный архитектурно-строительный университет»

АТОМНЫЕ СТАНЦИИ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ

Учебное пособие

Составители:
В.Н. Мелькумов, С.В. Чуйкин,
А.И. Колосов, Е.В. Плаксина

Воронеж 2016

УДК 621:697.34:621.039
ББК 31.3:31.38:31.4
А926

Рецензенты:
кафедра электротехники, теплотехники и гидравлики
Воронежского государственного лесотехнического
университета им. Г.Ф. Морозова;
М.П. Михин, к.т.н., технический директор ООО «Жилпроект 4»

Атомные станции теплоснабжения: учеб. пособие / Сост.: В.Н. Мелькумов, С.В. Чуйкин, А.И. Колосов, Е.В. Плаксина; Воронежский ГАСУ. – Воронеж, 2016. – 62 с.

Изложены общие теоретические сведения об устройстве и принципе работы энергетического реактора, принципиальных тепловых схемах и составе ядерных энергетических установок – АСТ и АТЭЦ, необходимые при обучении студентов бакалавриата направлений 13.03.01 «Теплоэнергетика и теплотехника», 07.03.04 «Градостроительство», 08.03.01 «Строительство» и магистрантов направлений 13.04.01 «Теплоэнергетика и теплотехника», 07.04.04 «Градостроительство», 08.04.01 «Строительство» всех форм обучения.

Ил. 46. Табл. 5. Библиогр.: 42 назв.

УДК 621:697.34:621.039
ББК 31.3:31.38:31.4

Печатается по решению учебно-методического совета
Воронежского ГАСУ

ISBN 978-5-89040-625-5

© Мелькумов В.Н., Чуйкин С.В.,
Колосов А.И., Плаксина Е.В.,
составление, 2016
© Воронежский ГАСУ, 2016

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время топливо стало одним из определяющих факторов развития производства. Убедительной иллюстрацией ключевой роли топливно-энергетической базы в мировой экономике явились так называемые энергетические кризисы, которые сделали эту проблему одной из острейших и глобальных. Возникшая в мире новая энергетическая ситуация связана с быстрым сокращением на планете невозобновляемых запасов нефти, а в дальнейшем и газа, поиск и добыча которых вызывают прогрессивно возрастающие затраты. Реакцией на энергетические кризисы явилась разработка в промышленно развитых странах стратегии использования топлива и энергии, основанной на энергосбережении и оптимизации структуры потребления топливно-энергетических ресурсов. Очевидно, что в этих условиях доля ядерной энергетики в топливно-энергетическом балансе будет неуклонно возрастать.

Развитие ядерной энергетики началось с пуска в СССР в 1954 г. первой в мире атомной электростанции мощностью 5 МВт. С тех пор стали различать тепловые станции на органическом топливе (ТЭС, ТЭЦ) и на ядерном топливе (АЭС, АТЭЦ). По конструкции ядерные реакторы подразделяются на канальные, с графитовым замедлителем в одноконтурных установках и корпусные водо-водяные реакторы в двухконтурных установках. В обоих типах используется паротурбинный цикл.

Использование атомной энергетики для нужд теплофикации и теплоснабжения определяет необходимость рассмотрения в краткой форме устройства и принципа работы энергетического реактора, принципиальных тепловых схем и состава ядерных энергетических установок - АСТ и АТЭЦ при обучении студентов бакалавриата направлений 13.03.01 «Теплоэнергетика и теплотехника», 07.03.04 «Градостроительство», 08.03.01 «Строительство» и магистрантов направлений 13.04.01 «Теплоэнергетика и теплотехника», 07.04.04 «Градостроительство», 08.04.01 «Строительство», именно этой цели и служит учебное пособие.

1. ХАРАКТЕРНЫЕ ОСОБЕННОСТИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ И ТРЕБОВАНИЯ К НИМ

Ядерный реактор является устройством, в котором осуществляется контролируемая цепная реакция деления ядер урана 233, урана 235, плутония 239. При делении ядер 1 кг урана 235 высвобождается энергия 8×10^{13} Дж, тогда как при сгорании 1 кг органического топлива выделяется энергия $(3 \div 5) \times 10^7$ Дж. В этом заключается одно из главных преимуществ ядерного топлива позволяющее экономить такие ценные виды топлива, как нефть, газ, уголь.

Энергия, выделяемая в реакторе, выводится в виде теплоты, которая затем, в зависимости от потребителя, преобразуется в энергию другого вида. Реактор вместе с комплексом оборудования, обеспечивающим преобразование и передачу энергии, составляют ядерную энергетическую установку. По своему назначению большинство действующих реакторов является энергетическими и предназначены для получения энергии для различных потребителей.

В состав ядерного реактора входят: ядерное топливо, замедлитель и отражатель нейтронов, органы регулирования и контроля, внутрикорпусные конструкции, корпус, теплоноситель. Центральную часть ядерного реактора, включающую топливо, замедлитель, а также органы регулирования и контроля, называют активной зоной. Активная зона размещается в корпусе.

По способу размещения топлива различают гомогенные и гетерогенные реакторы. Практическое применение получили гетерогенные реакторы, в которых ядерное топливо в виде отдельных элементов, называемых *тепловыделяющими элементами* – ТВЭЛами, изготовляемых из сплавов, соединений или смесей, помещается в тепловыделяющие сборки (ТВС). Блок ТВС называют кассетами.

Отвод тепла из активной зоны осуществляется путем нагрева, циркулирующего через активную зону теплоносителя.

Управление мощностью реактора (процессами деления ядер) осуществляется путем изменения реактивности с помощью регулирующих органов, представляющих собой перемещающиеся стержни или поворотные барабаны. Их изготавливают из материалов, хорошо поглощающих нейтроны (бор, европий и др.). Различают три вида таких органов: компенсационные, регулирующие, аварийные. Компенсационные – предназначены для компенсации избыточной реактивности, которая имеется в начале работы реактора и обусловлена видом реактора. Регулирующие – поддерживают заданный уровень мощности реактора. С помощью аварийных происходит быстрое прекращение процессов деления при превышении контролируемых параметров допустимого уровня.

Ядерные реакторы независимо от их типа характеризуются рядом специфических особенностей. Ядерное топливо отличается высокой энергоемкостью. Объёмное тепловыделение в топливе составляет $\sim 10^9$ Вт/м³, что приводит к тепловым потокам $\sim 10^6$ Вт/м². Такая высокая теплонапряженность активной зоны предъявляет повышенные требования к организации процессов тепло-

съёма (охлаждения) в реакторе. Следствием большой энергоемкости ядерного реактора является необходимость организовывать соответствующие меры безопасности, исключающие возможность неконтрольного выделения энергии.

В отличие от способа сжигания органического топлива, когда осуществляется постоянная подача его в зону горения, в ядерный реактор топливо загружается порциями. После его выгорания оно вместе с накопившимися продуктами деления выгружается из реактора и заменяется новым. Практически это означает замену отработанных ТВС новыми. Время, в течение которого ядерное топливо находится в реакторе, составляет несколько лет. Продолжительность работ топлива в пересчете на полную мощность реактора называется *кампанией топлива*. Имеющийся в начале кампании запас топлива требует компенсации, которая обеспечивается размещением в активной зоне необходимого количества поглощающих нейтроны материалов (компенсационных стержней), выводимых из активной зоны по мере выгорания топлива.

Для работы ядерных реакторов не требуется окислитель. Отсутствие дымовых газов уменьшает потери тепловой энергии, повышает термодинамический КПД установок и исключает загрязнение окружающей среды продуктами сгорания, несгоревшими остатками топлива и различными вредными примесями.

Особенностью физики реакторов является наличие тепловыделений не только в ядерном топливе, но и в конструкционных материалах. Доля этого тепла составляет несколько процентов от общего тепловыделения, однако ввиду большой величины тепла, выделяемого в реакторе, тепловыделение в конструкционных материалах значительно, поэтому необходимо предусматривать их охлаждение. После остановки реактора в активной зоне некоторое время продолжается тепловыделение вследствие перехода образовавшихся при делении нестабильных радиоактивных осколков в стабильные продукты деления. Отвод остаточного тепловыделения обеспечивается либо штатной системой циркуляции теплоносителя, либо с помощью специальной системы. Процесс деления ядер в реакторе сопровождается излучением, оказывающим вредное воздействие на обслуживающий персонал. Для защиты от воздействия излучения предусматриваются специальные меры: биологическая защита, вентиляция, различные фильтры, системы очистки, газгольдеры, выдержки и др., благодаря которым обеспечиваются нормальные условия для работающих и окружающего населения.

Важной проблемой ядерной энергетики является удаление и захоронение радиоактивных отходов. Отработавшие ТВЭЛы, утечки активного теплоносителя, загрязненные жидкости необходимо определенным образом обрабатывать, помещать в специальные емкости и захоранивать таким образом, чтобы исключить их проникновение в окружающую среду.

К конструкции реакторов предъявляются жесткие требования, которые условно могут быть разделены на три группы. К первой можно отнести требования, обусловленные специфическими особенностями ядерных реакторов; ко второй - определяемые назначением реактора, к третьей - общетехнические,

однако более высокие по сравнению с требованиями, предъявляемыми к ядерным источникам энергии. Следует выделить основное, определяющее требование при создании реактора - обеспечение ядерной и радиационной безопасности при любых эксплуатационных и аварийных режимах, то есть должно быть исключено неконтролируемое развитие цепной реакции деления, облучение персонала и заражение окружающей местности выше установленных норм.

При проектировании реакторов важен правильный выбор материалов с учетом изменения их свойств под действием облучения: материалы должны сохранять пластичность и теплопроводность не ниже допустимых пределов, деформация узлов и отдельных деталей не должна превышать заданных ограничений.

В зависимости от назначения ядерных реакторов определяющее значение могут иметь разные требования. Так, реакторы АСТ должны быть надежны и экономичны. При их проектировании добиваются минимально возможных удельных капитальных вложений на единицу мощности и минимальной себестоимости вырабатываемого тепла, удельных показателей в расходе металла и других материалов, и строительных объемах и т.д. Одним из основных требований к ядерным реакторам является обеспечение надежной безаварийной эксплуатации, что возможно при строгом выполнении требований эксплуатационных инструкций по обслуживанию всех систем ЯЭУ и глубоком понимании физико-теплотехнических процессов работы реактора в нормальных и аварийных ситуациях. Обеспечение ядерной безопасности требует создания таких условий при эксплуатации реактора, которые исключали бы возможность случайного возникновения и неконтролируемого развития цепной ядерной реакции.

Следует заметить, что в ядерном реакторе не может быть атомного взрыва, который имеет место при взрыве атомной бомбы и сопровождается световым излучением, ударной волной, проникающим радиационным излучением. Значительно раньше, чем выделится достаточное для атомного взрыва количество энергии, реактор сам перейдет в подкритическое состояние вследствие нарушения критической геометрии активной зоны и расплавления тепловыделяющих элементов. Тем не менее при подобной аварии может выделиться огромное количество энергии, достаточное для быстрого испарения низкотемпературных компонентов активной зоны, в результате чего может произойти резкое повышение давления и разрыв контура с выбросом радиоактивных материалов. Такой взрыв классифицируется как тепловой взрыв реактора.

Сегодня Россия – это мировой лидер по количеству энергоблоков, сооружаемых в стране и за рубежом. В настоящее время госкорпорация «Росатом» сооружает за границей более десятка атомных энергоблоков. Конкурентоспособность российских предложений обусловлена применением современных технологий и новейших разработок российских ученых и конструкторов. Все проекты соответствуют современным международным требованиям и рекомендациям МАГАТЭ. В табл. 1.1 представлены основные характеристики функци-

онирующих, строящихся и не введенные в эксплуатацию атомных станций отечественных проектов госкорпорации «Росатом» [1, 2, 11].

Таблица 1.1

Отечественные проекты. Примеры функционирующих, строящихся
и не введенных в эксплуатацию атомных станций

Название	Описание
 Балаковская АЭС	Расположение: близ г. Балаково (Саратовская обл.). Типы реакторов: ВВЭР-1000. Энергоблоков: 4. Годы ввода в эксплуатацию: 1985, 1987, 1988, 1993. АЭС относится к числу крупнейших и современных предприятий энергетики России, обеспечивая четверть производства электроэнергии в Приволжском федеральном округе. Ее электроэнергией надежно обеспечиваются потребители Поволжья (76 % поставляемой электроэнергии), Центра (13 %), Урала (8 %) и Сибири (3 %). Она оснащена реакторами ВВЭР (водо-водяные энергетические реакторы корпусного типа с обычной водой под давлением). Электроэнергия Балаковской АЭС - самая дешевая среди всех АЭС и тепловых электростанций России. Коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) на АЭС составляет более 80 % [1, 2].
 Белоярская АЭС	Расположение: близ г. Заречный (Свердловская обл.). Типы реакторов: АМБ-100/200, БН-600. Энергоблоков: 3 (2 – выведены из эксплуатации) + 1 в стадии строительства. Годы ввода в эксплуатацию: 1964, 1967, 1980. Это первая АЭС большой мощности в истории атомной энергетики страны и единственная с реакторами разных типов на площадке. Именно на Белоярской АЭС эксплуатируется единственный в мире мощный энергоблок с реактором на быстрых нейтронах БН-600 (№ 3). Энергоблоки на быстрых нейтронах призваны существенно расширить топливную базу атомной энергетики и минимизировать объем отходов за счёт организации замкнутого ядерно-топливного цикла. Физический пуск реактора БН-800 состоялся в 2014 году, включение энергоблока №4 в энергосистему запланировано на 2016 год [1, 2].
 Билибинская АЭС	Расположение: близ г. Билибино (Чукотский авт. округ). Типы реакторов: ЭГП-6. Энергоблоков: 4. Годы ввода в эксплуатацию: 1974 (2), 1975, 1976. Станция производит около 75 % электроэнергии, вырабатываемой в Чаун-Билибинской энергосистеме (на эту систему приходится около 40 % потребления электроэнергии в Чукотском АО). На АЭС эксплуатируются четыре уран-графитовых канальных реактора установлен-

	ной электрической мощностью 12 МВт каждый. Станция вырабатывает как электрическую, так и тепловую энергию, которая идет на теплоснабжение Билибино [1, 2].
--	--

Продолжение табл. 1.1

Название	Описание
 Калининская АЭС	Расположение: близ г. Удомля (Тверская обл.). Тип реактора: ВВЭР-1000. Энергоблоков: 4. Год ввода в эксплуатацию: 1984, 1986, 2004, 2012. В составе Калининской атомной станции четыре действующих энергоблока с реакторами ВВЭР-1000 мощностью 1000 МВт (эл.) каждый. АЭС вырабатывает 70 % от всего объема электроэнергии, производимой в Тверской области, и обеспечивает электроэнергией большинство промышленных предприятий. Благодаря своему географическому расположению, станция осуществляет высоковольтный транзит электроэнергии и выдает мощность в Единую энергосистему Центра России и далее по высоковольтным линиям – на Тверь, Москву, Санкт-Петербург, Владимир и Череповец [1, 2].
 Кольская АЭС	Расположение: близ г. Полярные Зори (Мурманская обл.). Тип реактора: ВВЭР-440. Энергоблоков: 4. Год ввода в эксплуатацию: 1973, 1974, 1981, 1984. Кольская АЭС, расположенная в 200 км к югу от г. Мурманск на берегу озера Имандра, является основным поставщиком электроэнергии для Мурманской области и Карелии. В эксплуатации находятся 4 энергоблока с реакторами типа ВВЭР-440 проектов В-230 (блоки №№ 1, 2) и В-213 (блоки №№ 3,4). Генерируемая мощность - 1760 МВт [1, 2].
 Курская АЭС	Расположение: близ г. Курчатова (Курская обл.). Тип реактора: РБМК-1000. Энергоблоков: 4. Год ввода в эксплуатацию: 1976, 1979, 1983, 1985. АЭС расположена на левом берегу реки Сейм, в 40 км юго-западнее Курска. На ней эксплуатируются четыре энергоблока с реакторами РБМК-1000 (уран-графитовые реакторы канального типа на тепловых нейтронах) общей мощностью 4 ГВт (эл.). В 1993-2004 гг. были радикально модернизированы энергоблоки первого поколения (блоки №№ 1, 2), в 2008-2009 гг. – блоки второго поколения (№№ 3, 4) [1, 2].



Ленинградская АЭС

Расположение: г. Сосновый Бор (Ленинградская обл.).
 Тип реактора: РБМК-1000.
 Энергоблоков: 4 + 2 в стадии строительства.
 Год ввода в эксплуатацию: 1973, 1975, 1979, 1981.
 ЛАЭС была первой в стране станцией с реакторами РБМК-1000. На АЭС эксплуатируются 4 энергоблока электрической мощностью 1000 МВт каждый. В настоящий момент сооружается вторая очередь станции (см. Ленинградская АЭС-2 ниже) [1, 2].

Продолжение табл. 1.1

Название	Описание
 Нововоронежская АЭС	Расположение: близ г. Нововоронеж (Воронежская обл.). Тип реактора: ВВЭР различной мощности. Энергоблоков: 3 (еще 2 выведены из эксплуатации). Год ввода в эксплуатацию: 1964, 1969, 1971, 1972, 1980. Первая в России АЭС с реакторами типа ВВЭР. Каждый из пяти реакторов станции является прототипом серийных энергетических реакторов. Энергоблок № 1 был оснащен реактором ВВЭР-210, энергоблок № 2 – реактором ВВЭР-365, энергоблоки №№ 3, 4 – реакторами ВВЭР-440, энергоблок № 5 – реактором ВВЭР-1000. В настоящее время в эксплуатации находятся три энергоблока (энергоблоки №№ 1, 2 были остановлены в 1988 и 1990 гг.). Нововоронежская АЭС-2 сооружается по проекту АЭС-2006 с использованием реакторной установки ВВЭР-1200 [1, 2].
 Ростовская АЭС	Расположение: близ г. Волгодонска (Ростовская обл.). Тип реактора: ВВЭР-1000. Энергоблоков: 2+2 в стадии строительства. Год ввода в эксплуатацию: 2001, 2010. Ростовская АЭС расположена на берегу Цимлянского водохранилища, в 13,5 км от Волгодонска. Она обеспечивает около 15 % годовой выработки электроэнергии в регионе. Энергоблок №2 введен в промышленную эксплуатацию 10 декабря 2010 года. Процесс физического пуска энергоблока №3 Ростовской атомной станции начался 14 ноября 2014 года [1, 2].
 Смоленская АЭС	Расположение: близ г. Десногорска (Смоленская обл.). Тип реактора: РБМК-1000. Энергоблоков: 3. Год ввода в эксплуатацию: 1982, 1985, 1990. АЭС состоит из трёх энергоблоков с реакторами РБМК-1000. Станция сооружена в 3 км от города-спутника Десногорск, на юге Смоленской области. В 2007 году она первой среди АЭС России получила сертификат соответствия системы менеджмента качества международному стандарту ISO 9001:2000. САЭС - крупнейшее градообразующее предприятие Смоленской области [1, 2].



Балтийская АЭС

Расположение: близ г. Неман (Калининградская обл.).
 Тип реактора: ВВЭР-1200.
 Количество энергоблоков: 2.
 Балтийская АЭС - первый проект сооружения атомной станции на территории России, к которому планируется допустить частных инвесторов. Проект предусматривает использование реакторной установки ВВЭР мощностью 1200 МВт (электрических). Расчетный срок службы каждого блока – 60 лет [1, 2].

Продолжение табл. 1.1

Название	Описание
 Нижегородская АЭС	Расположение: пос. Монаково, Нижегородская область. Тип реактора: ВВЭР-1200. Количество энергоблоков: 2. Строительство двухблочной Нижегородской АЭС находится на стадии работы над проектной документацией и материалами для получения лицензий на сооружение станции. В ближайшее время планируется завершить инженерные изыскания на площадке будущего строительства, в том числе на территории будущего жилого поселка энергетиков и линейных объектов на окрестных территориях [1,11].
 АЭС «Ниньтхуан» (Вьетнам)	Расположение: близ г. Фуокдин (провинция Ниньтхуан). Тип реактора: ВВЭР-1000 или ВВЭР-1200. Количество энергоблоков: 2 (в стадии сооружения). Проект сооружения первой АЭС во Вьетнаме предполагает строительство энергоблоков №1 и №2 с реакторами типа ВВЭР-1000 или ВВЭР-1200 (окончательный выбор пока не сделан). Место реализации проекта - провинция Ниньтхуан, Вьетнам. В рамках реализации проекта в России на технических специальностях обучаются студенты из Вьетнама [1, 14].
 Белорусская АЭС (Беларусь)	Расположение: близ г. Островец (Гродненская область). Тип реактора: ВВЭР-1200. Количество энергоблоков: 2 (в стадии сооружения). АЭС будет состоять из двух энергоблоков мощностью 1200 МВт каждый. Для строительства первой белорусской АЭС был выбран проект "АЭС-2006", который полностью соответствует рекомендациям МАГАТЭ. Строительство АЭС осуществляется российской стороной [1, 12].



АЭС «Бушер» (Иран)

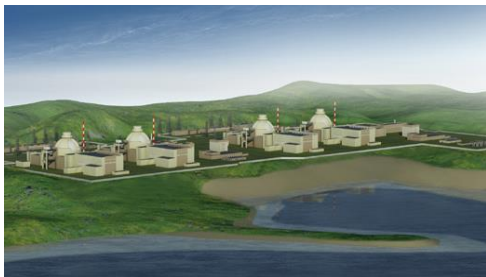
Расположение: близ г. Бушер (провинция Бушир).
 Тип реактора: ВВЭР-1000.
 Количество энергоблоков: 3 (1 – построен, 2 – в стадии сооружения).
 АЭС «Бушер» – первая в Иране и на Ближнем Востоке атомная электростанция. Строительство было начато в 1974 году немецким концерном Kraftwerk Union A.G. и приостановлено в 1980 году из-за решения о присоединении к эмбарго на поставки оборудования в Иран. Строительство АЭС было возобновлено в 1995 году. Российским подрядчикам удалось осуществить интеграцию оборудования в строительную часть, выполненную по немецкому проекту. Электростанция была подключена к электрической сети Ирана в сентябре 2011 года. В 2014 г. был заключен контракт на сооружение еще двух энергоблоков АЭС [1, 13].

Продолжение табл. 1.1

Название	Описание
 Плавучая АЭС «Академик Ломоносов»	Расположение: районы Крайнего Севера. Тип реактора: КЛТ-40С. Количество энергоблоков: 2. Первая в мире плавучая атомная теплоэлектростанция (ПАТЭС) оснащена судовыми реакторами типа КЛТ-40С. Аналогичные установки успешно эксплуатируются на атомных ледоколах. Электрическая мощность станции составит 70 МВт. Основной элемент станции – плавучий энергоблок сооружается промышленным способом на судостроительном заводе и доставляется к месту размещения морским путем в готовом виде. На площадке размещения строятся только вспомогательные сооружения, обеспечивающие установку плавучего энергоблока и передачу тепла и электроэнергии на берег. Строительство первого плавучего энергоблока началось в 2007 году на ОАО ПО «Севмаш», в 2008 году проект был передан ОАО «Балтийский завод» в Санкт-Петербурге. 30 июня 2010 года состоялся спуск на воду плавучего энергоблока. В 2016 году планируется завершение строительства [1, 2].
 АЭС «Куданкулам» (Индия)	Расположение: близ г. Куданкулам (штат Тамилнад). Тип реактора: ВВЭР-1000. Количество энергоблоков: 4 (3 - в стадии сооружения). Проект «АЭС-92», по которому сооружается станция, был разработан институтом «Атомэнергопроект» на базе серийных энергоблоков, которые длительное время эксплуатируются в России и странах Восточной Европы. Первый блок АЭС "Куданкулам" был включен в национальную энергосистему Индии в 2013 году. Он является на сегодняшний день самым мощным в Индии и соответствует наиболее современным требо-

	ваниям безопасности. Пуск второго энергоблока станции ожидается в 2016 году [1, 2].
 АЭС «Руппур» (Бангладеш)	Расположение: близ пос. Руппур (округ Пабна). Тип реактора: ВВЭР-1000. Количество энергоблоков: 2 (в стадии сооружения). Межправительственное соглашение о сотрудничестве в строительстве первой бангладешской АЭС "Руппур" было подписано в ноябре 2011 года. Первый камень был заложен осенью 2013 года. В настоящее время осуществляется подготовительная стадия строительства энергоблоков №1 и №2 с реакторами типа ВВЭР-1000, общей мощностью в 2000 МВт. Место реализации проекта – площадка в 160 км от г. Дакка. Основной отличительной чертой является оптимальное сочетание активных и пассивных систем безопасности [1, 15].

Продолжение табл. 1.1

Название	Описание
 Тяньваньская АЭС (Китай)	Расположение: близ г. Ляньюньган (округ Ляньюньган). Тип реактора: ВВЭР-1000. Количество энергоблоков: 4 (2 - в стадии сооружения). АЭС была построена российскими специалистами и сдана в 2007 году. Благодаря новым системам безопасности она считается одной из самых современных станций в мире. Третий и четвертый блоки Тяньваньской АЭС будут оснащены реакторными установками ВВЭР-1000 [1, 2].
 АЭС «Аккую» (Турция)	Расположение: близ г. Мерсин (провинция Мерсин). Тип реактора: ВВЭР-1200. Количество энергоблоков: 4 (в стадии сооружения). Проект АЭС «Аккую» предусматривает сооружение четырех энергоблоков с реакторами ВВЭР мощностью 1200 МВт каждый. Техничко-экономические показатели АЭС обеспечат надежную и экономичную выработку электрической и тепловой энергии в соответствии с требованиями турецкого заказчика. Проектный срок эксплуатации АЭС - 60 лет [1, 2].
 АЭС «Ханхикиви-1» (Финляндия)	Расположение: мыс Ханхикиви (регион Пюхьяйоки). Тип реактора: ВВЭР-1200. Количество энергоблоков: 1 (в стадии сооружения). В декабре 2014 года ЗАО «Русатом Оверсиз» объявило конкурс на выполнение проектно-изыскательских работ по сооружению АЭС "Ханхикиви-1". Компания Fennovoima Оу в июне 2015 года подала заявку на получение лицензии на строительство АЭС [1, 16].

 Воронежская АСТ	Расположение: близ г. Воронеж. Тип реактора: АСТ-500. Количество энергоблоков: 2 (в эксплуатацию не вводились). Строительство остановлено в 1990 г. [1, 2].
 Горьковская АСТ	Расположение: близ д. Федяково (Нижегородская обл.). Тип реактора: АСТ-500. Количество энергоблоков: 2 (в эксплуатацию не вводились). Строительство остановлено в 1993 г. [1, 2].

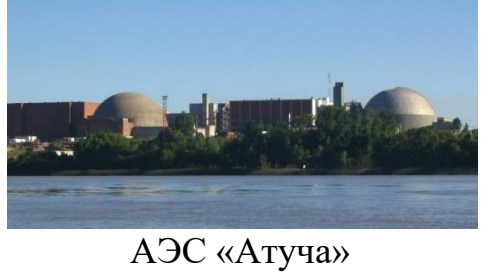
Окончание табл. 1.1

Название	Описание
 Обнинская АЭС	Расположение: г. Обнинск. Тип реактора: АМ-1. Количество энергоблоков: 1. Ввод в эксплуатацию: 1954 г.. Закрыта в 2002 г. [1, 2].

В табл. 1.2 представлены примеры атомных энергетических станций зарубежных проектов.

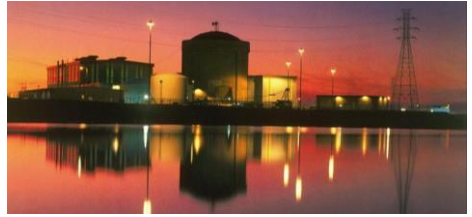
Таблица 1.2

Зарубежные проекты. Примеры функционирующих и строящихся атомных станций

Название	Описание
 АЭС «Атуча» (Аргентина)	Расположение: г. Лима, провинция Буэнос-Айрес. Тип реактора: РНWR (тяжеловодный ядерный реактор). Количество энергоблоков: 2. Год начала строительства: 1968 г. Ввод в эксплуатацию: 1974 г. Мощность: №1-357 МВт, №2-745 МВт. АЭС «Атуча» стала первой в Латинской Америке атомной электростанцией [19].

 АЭС «Эмбальсе» (Аргентина)	Расположение: г. Эмбальсе провинция Кордова. Тип реактора: CANDU (тяжеловодный водо-водяной ядерный реактор). Количество энергоблоков: 1. Ввод в эксплуатацию: 1984 г. Мощность: 648 МВт. Кроме электроэнергии, на станции производится кобальт-60, использующийся в промышленности, науке и медицине [20].
 АЭС «Тяньж» (Бельгия)	Расположение: округе Тяньж. Тип реактора: №1 – F 3-loop; №2 – W 3-loop; №3 – W 3-loop (Водо-водяные ядерные реакторы). Количество энергоблоков: 3. Ввод в эксплуатацию: 1975 г. Мощность: №1-962 МВт; №2-1008 МВт; №3-1015 МВт; Проектный срок эксплуатации реакторов - 30 лет. В 2003г. был принят закон, продливший срок эксплуатации реакторов АЭС Тяньж до 40 лет [21].

Окончание табл. 1.2

Название	Описание
 АЭС «Торнесс» (Великобритания)	Расположение: г.Данбар, Шотландия. Тип реактора: AGR «газоохлаждаемый реактор». Количество энергоблоков: 2. Год начала строительства: 1980 г. Ввод в эксплуатацию: 1988 г. Мощность: 1364 МВт. Станция является последней из атомных электростанций второго поколения с реакторами AGR, введенных в эксплуатацию в Великобритании [22].
 АЭС «Ви-Си Саммер» (США)	Расположение: округ Фэрфилд, штат Южная Каролина Тип реактора: PWR (водо-водяной ядерный реактор) Количество энергоблоков: 3; Год начала строительства: 1973 г. Ввод в эксплуатацию: 1982 г. Мощность: 966 МВт; В настоящее время на ней эксплуатируется один энергоблок с реактором PWR-1000 [23].

Контрольные вопросы

1. Какое количество энергии выделяется при делении 1 кг урана 235?
2. Что входит в состав ядерного реактора?
3. Как классифицируются ядерные реакторы по способу размещения топлива?
4. Что называется тепловыделяющим элементом?

5. Как осуществляется отвод тепла из активной зоны?
6. Что называется кампанией топлива?
7. Назовите примеры атомных станций, осуществляющих функции теплоснабжения.

2. КОНСТРУКЦИИ ОСНОВНЫХ ТИПОВ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

2.1. Общая характеристика

Ядерные реакторы обычно классифицируют по следующим признакам: по энергии нейтронов, при взаимодействии с которыми происходит деление ядер; по материалу замедлителя в реакторах на тепловых нейтронах, виду и параметрам теплоносителя; по конструкционному исполнению; по назначению.

В зависимости от энергии нейтронов, вызывающих деление, реакторы классифицируются на реакторы на быстрых, промежуточных и тепловых нейтронах. Быстрыми нейтронами называют нейтроны с энергией более 0,1 Мэв, тепловыми - менее 1 эв.

В качестве замедлителя в реакторах на тепловых нейтронах (в реакторах на быстрых нейтронах замедлитель отсутствует) используются вещества, имеющие большое сечение упругого и неупругого рассеяния, малое сечение захвата, малую атомную массу. Наибольшее распространение получили реакторы, в которых в качестве замедлителя используется вода или графит.

От вида теплоносителя во многом зависят теплотехнические параметры реактора и гидравлическая схема энергоустановки. К теплоносителям предъявляются следующие требования: хорошие теплофизические свойства (высокая теплоотдача и теплоемкость); низкое сечение захвата нейтронов; совместимость с конструкционными материалами; термическая и радиационная стойкость; приемлемые значения стоимости и расхода энергии на циркуляцию теплоносителя.

В качестве теплоносителей применяют обычную и тяжелую воду, органические жидкости, газы, жидкие металлы.

В энергетических реакторах широкое распространение в качестве теплоносителя получила обычная вода. Она доступна, имеет невысокую стоимость, обладает хорошими теплофизическими свойствами. В некоторых реакторах вода является одновременно и теплоносителем, и замедлителем. Такие реакторы называются водо-водяными, причем они бывают с не кипящей водой под давлением - ВВРД, и с кипящей водой - ВВРК. Вода широко используется в качестве теплоносителя в реакторах с графитовым замедлителем, которые называются водо-графитовыми.

К недостаткам воды как теплоносителя следует отнести высокое давление паров при относительно низкой температуре. Это требует в реакторах с водным

теплоносителем создания высокого давления ($6\div 20$ МПа), что ведет к удорожанию установки и вызывает определенные сложности в эксплуатации. В большинстве случаев это относится к реакторам с некипящей водой.

По конструкции реакторы разделяют: на корпусные, каналные и бассейновые.

В корпусных реакторах делается общий подвод и отвод теплоносителя через патрубки. Внутри корпуса теплоноситель из общей раздаточной полости подается ко всем тепловыделяющим сборкам. Корпус реактора находится под давлением теплоносителя.

В канальных реакторах осуществляется индивидуальный подвод теплоносителя к каждой ТВС. Под давлением находятся корпуса ТВС, а корпус реактора не нагружен давлением теплоносителя.

Конструкция реактора определяется главным образом видом замедлителя и теплоносителя. Водно-водяные реакторы выполняются корпусными, водо-графитовые – канальными. Исследовательские реакторы бывают чаще всего бассейнового типа.

Как корпусным, так и канальным реакторам присущи свои преимущества и недостатки. Преимуществом корпусных реакторов является компактность, отсутствие разветвленной сети трубопроводов, меньшее количество контрольно-измерительных приборов, более простой монтаж и обслуживание.

Сдерживающим фактором широкого распространения корпусных реакторов является проблема изготовления и доставки корпуса реактора к месту сооружения, вследствие чего размеры корпуса имеют ограничения, которые в свою очередь лимитируют увеличение мощности реактора. Канальные реакторы не ограничены по мощности, так как их корпус не нагружен давлением и может иметь достаточно большие размеры. Корпус собирается на месте монтажа из отдельных блоков, изготовленных на заводе.

К недостаткам канальных реакторов следует отнести большие затраты времени и труда при их монтаже, большое количество трубопроводов, арматуры и контрольно-измерительных приборов, большой объем обслуживания при их эксплуатации.

По назначению большинство реакторов являются энергетическими и предназначены для обеспечения электрической, тепловой и механической энергией различных потребителей. В Российской Федерации ядерная энергетика развивается на базе реакторов двух типов: канальных водо-графитовых и корпусных водо-водяных.

2.2. Канальные водо-графитовые реакторы

Канальные водо-графитовые реакторы устанавливались на Ленинградской, Курской, Чернобыльской, Смоленской, Игналинской АЭС и на Билибинской АТЭЦ. Принципиальная схема канального водо-графитового реактора по-

казана на рис. 2.1. Несущими металлоконструкциями водо-графитовых реакторов являются нижняя и верхняя плиты и боковая защита. Герметизация внутреннего объема реактора осуществляется с помощью кожуха, соединенного с нижней и верхней плитами, а также с боковой защитой. Нижняя плита устанавливается на опоры, сделанные в бетонном основании здания реактора. Применяемый в качестве замедлителя графит собирают из отдельных колонн с отверстиями для установки топливных каналов, которые образуют правильную квадратную или треугольную сетку. Графитовую кладку монтируют на нижней плите.

Полость активной зоны, заключенная внутри кожуха реактора, заполнена азотом или смесью азота с гелием. Атмосфера азота предотвращает окисление графита при высокой температуре, добавка гелия улучшает теплоотвод от графита. Газ, прокачиваемый через реактор, анализируется, что позволяет осуществлять постоянный контроль над герметичностью каналов.

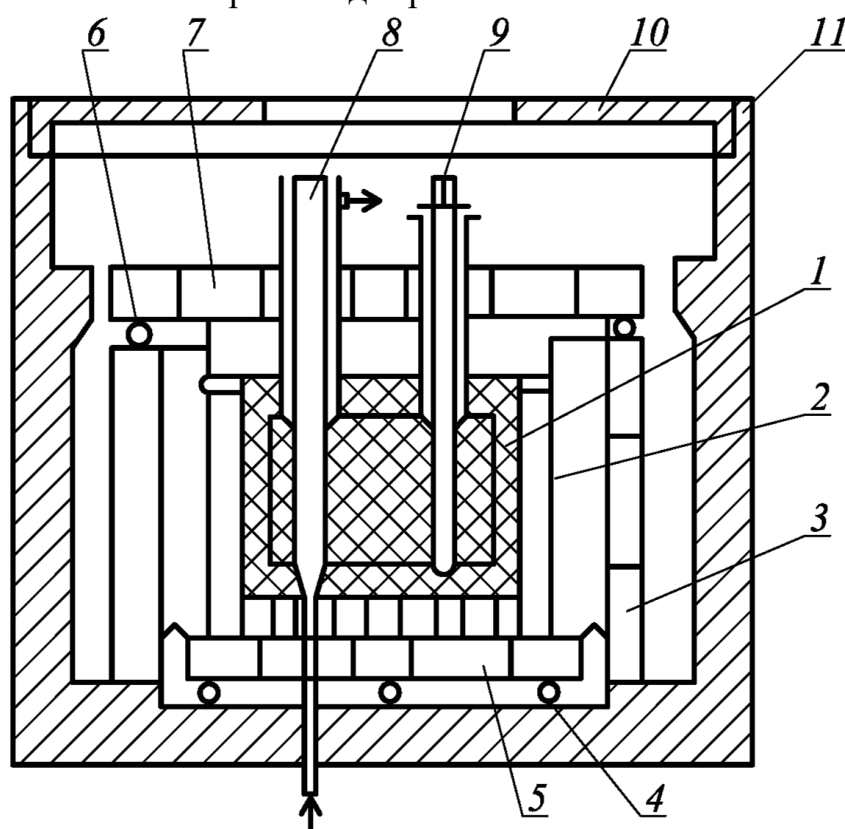


Рис. 2.1. Принципиальная схема канального водо-графитового реактора:

- 1 – графитовая кладка; 2 – кожух; 3 – боковая биологическая защита; 4 – опора нижней плиты;
- 5 – нижняя плита; 6 – опора верхней плиты; 7 – верхняя плита; 8 – неперегружаемый канал с нижним подводом и верхним отводом теплоносителя; 9 – перегружаемый канал;
- 10 – верхнее защитное покрытие; 11 – пол реакторного зала

В зависимости от конструкции каналов различают реакторы с перегружаемыми и не перегружаемыми каналами. В перегружаемых каналах ТВЭЛы вместе с элементами канала образуют единую конструкцию. При замене выгоревшего топлива свежим в таких реакторах топливные каналы заменяются новыми.

ми. В реакторах с неперегружаемыми каналами ТВЭЛы, объединенные в ТВС, и каналы представляют собой отдельные конструкции. При замене топлива заменяются ТВС, канал остается в реакторе. Перегрузку топлива осуществляют с помощью разгрузочно-загрузочных машин. Основное преимущество канальных реакторов заключается в возможности изготовления их на обычных машиностроительных заводах. Основные характеристики канальных водографитовых реакторов приведены в табл. 2.1.

Таблица 2.1

Основные характеристики канальных водо-графитовых реакторов

Характеристика	РБМК-1000	РБМК-1500	РБМК-2400
Мощность, МВт:			
-электрическая	1000	1500	2400
-тепловая	3200	4800	6500

Окончание табл. 2.1

Характеристика	РБМК-1000	РБМК-1500	РБМК-2400
Размер активной зоны, мм:			
-эквивалентный диаметр	11800	11800	прямоугольник
-высота	7000	7000	25380×7050
Число топливных каналов	1693	1661	2880
Паропроизводительность реактора, т/ч	5800	8800	9600
Параметры пара перед турбиной:			
давление, МПа	6,38	6,38	6,38
температура, °С	280	280	450
Температура теплоносителя в каналах (вход/выход), °С	270/284	270/284	270/300
Расход воды через реактор, т/ч	37500	2900	33920
Среднемассовое паросодержание на выходе из испарительных каналов, %	14,5	30	30

2.3. Корпусные водо-водяные реакторы

Отличительной особенностью водо-водяных реакторов является то, что в них обычная вода является одновременно и теплоносителем, и замедлителем. В этом заключается существенное преимущество водо-водяных реакторов, так как вода – легкодоступный и дешевый материал. Освоенные в настоящее время промышленностью конструкционные материалы могут длительное время работать в контакте с водой. Для обеспечения заданного качества воды используется технология подготовки, применяемая в обычной теплоэнергетике.

Существует два типа водо-водяных реакторов: с водой под давлением (ВВРД) и с кипящей водой (ВВРК). В отечественной практике водо-водяные реакторы с водой под давлением называют также водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР).

В реакторах с водой под давлением вода находится в однофазном состоянии, то есть кипение не допускается. Давление воды находится в пределах $15 \div 20$ МПа, что позволяет получить температуру на выходе из реактора $320 \div 330$ °С. В реакторах с кипением (ВВРК) вода находится в двухфазном состоянии – в виде пароводяной смеси с массовым паросодержанием на выходе из реактора $15 \div 30$ %. Давление теплоносителя в этих реакторах составляет $6 \div 7$ МПа, что соответствует температуре насыщения $275 \div 285$ °С.

Водо-водяные реакторы – наиболее распространенный тип реакторов за рубежом. Широко используются такие реакторы и у нас в стране. Это наиболее компактные из всех реакторов на тепловых нейтронах. Первый реактор с водой под давлением был пущен в СССР на Нововоронежской АЭС, первый блок которой с реактором ВВЭР-210 к настоящему времени выведен из эксплуатации (цифра в обозначении указывает электрическую мощность в МВт). В 70-х годах серийно выпускались реакторы ВВЭР-440, работающие на Нововоронежской, Кольской АЭС и АЭС в Болгарии, Финляндии.

Принципиальная тепловая схема реактора ВВЭР-1000, используемого на АЭС, приведена на рис. 2.2, она типична для всех современных ВВРД. В первом контуре циркулирует не кипящая вода под давлением 16 МПа. Это давление, с учетом некоторого запаса до кипения, определяет и температуру воды на выходе из реактора, которая в ВВЭР-1000 равна 322 °С. В парогенераторе второго контура генерируется нерадиоактивный насыщенный пар.

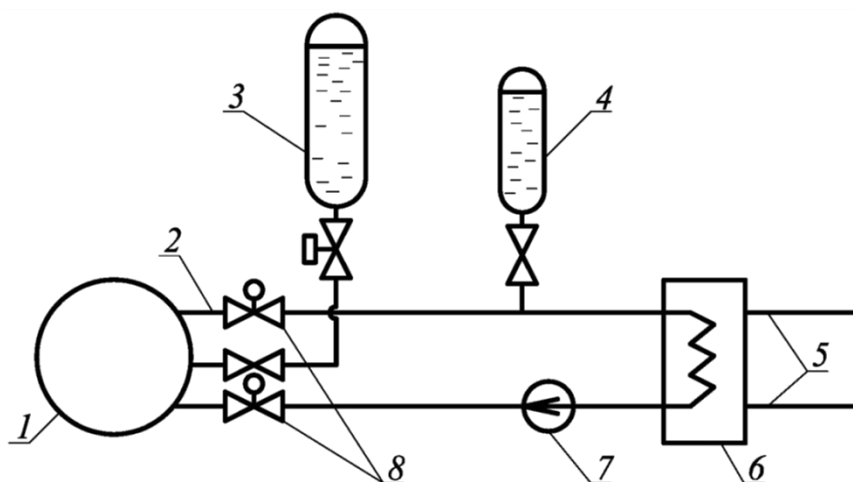


Рис. 2.2. Принципиальная тепловая схема реактора ВВЭР-1000:

- 1 – реактор; 2 – первый контур; 3 – емкость системы аварийного расхолаживания реактора; 4 – компенсатор объема; 5 – второй контур; 6 – парогенератор; 7 – главный циркуляционный насос; 8 – главные запорные задвижки

В развитии реакторов ВВРД прослеживается характерная для всех типов реакторов тенденция увеличения единичной мощности. На рис. 2.3 приведены размеры корпусов реакторов различной мощности.

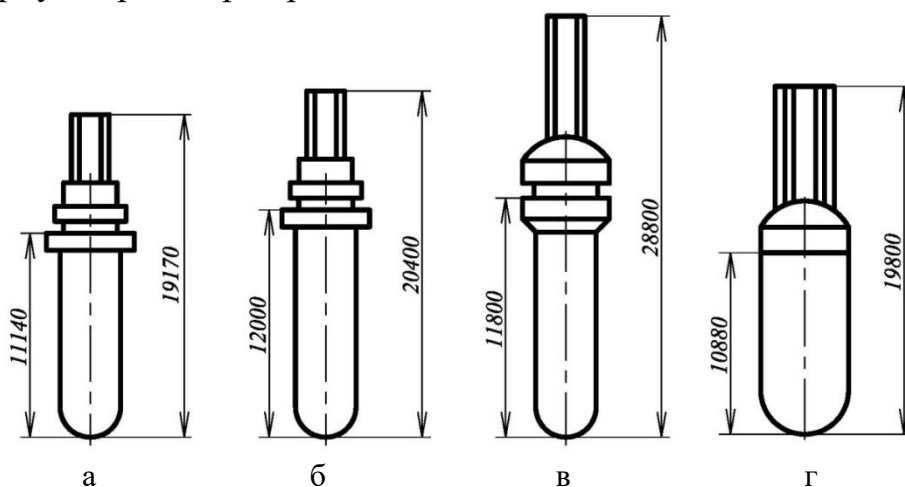


Рис. 2.3. Габариты отечественных реакторов серии ВВЭР:
а) ВВЭР-210; б) ВВЭР-365; в) ВВЭР-440; г) ВВЭР-1000

На данный момент габариты корпусов ВВЭР-1000 близки к пределам, устанавливаемым технологией изготовления и возможностями их транспортировки.

Особое внимание уделяется разработке мер, повышающих безопасность ядерных реакторов. Так, если первые реакторы ВВЭР имели аварийные системы подпитки первого контура, рассчитанные на течи в десятки тонн воды в час, то современные системы аварийного охлаждения способны обеспечить охлаждение активной зоны при разрыве главного трубопровода первого контура.

В табл. 2.2 представлены основные характеристики отечественных реакторов серии ВВЭР.

Таблица 2.2

Основные характеристики реакторов ВВЭР

Характеристика	ВВЭР-210	ВВЭР-365	ВВЭР-440	ВВЭР-1000	ВВЭР-1200
Год пуска	1964	1969	1971	1980	2013
Мощность, МВт:					
-электрическая	210	365	440	1000	-
-тепловая	760	1320	1375	3000	3200
КПД, %	27,6	27,6	32,0	33,0	>35,0
Давление пара перед турбиной, МПа	2,9	2,9	4,4	6,0	7,0
Давление в первом контуре, МПа	10,0	10,5	12,5	16,0	16,5
Температура воды, °С:					
-на входе в реактор	250,0	250,0	269,0	289,0	298,6
-на выходе из реактора	269,0	275,0	300,0	319,0	329,7

Диаметр активной зоны, м	2,88	2,88	2,88	3,12	-
Высота активной зоны, м	2,50	2,50	2,50	3,55	-
Диаметр ТВЭЛа, мм	10,2	9,1	9,1	9,1	-
Число ТВЭЛов в кассете	90	126	126	317	-
Загрузка урана, т	38	40	42	75	-
Среднее выгорание топлива, МВт·сут/кг	13,0	27,0	28,6	40,0	>50
Среднее обогащение урана, %	2,0	3,0	3,5	3,3÷4,4	4,7÷4,8

2.4. Конструктивные особенности ВВРД

В процессе развития и внедрения в ядерную энергетику реакторов с водой под давлением сформировались следующие основные решения при разработке конструкции ВВРД.

Корпус реактора изготавливается из высокопрочной стали, обладающей достаточной радиационной и коррозионной стойкостью, технологичностью. Для изготовления корпуса использовались стали 48ТС-3-40 (для реактора ВВЭР-440) и 15Х2НМФА (для реактора ВВЭР-1000). Легирующие добавки этой стали: хром (до 3 %), молибден (до 0,8 %) и ванадий (до 0,35 %) – обеспечивают следующие механические свойства при 20 °С: $\sigma_b = 580 \div 750$ МПа, $\sigma_{0,2} = 440$ МПа, $\delta = 14$ %, НВ = 187÷229; при 350°С: $\sigma_b = 500$ МПа, $\sigma_{0,2} = 400$ МПа, $\delta = 14$ %. Эта сталь обладает достаточно высокой радиационной стойкостью, хорошо сваривается и коррозионно устойчива. Сталь 15Х2НМФ обладает схожими механическими свойствами и более высокими технологическими качествами, для обеспечения высокой прочности корпуса вход и выход теплоносителя делают выше активной зоны, что позволяет выполнить нижний полукорпус без отверстий и патрубков, с минимальным количеством сварных швов.

Все устройства, помещаемые внутри корпуса, позволяют извлекать их для ремонта, замены и контроля внутренней поверхности корпуса. Для удобства эксплуатации все органы системы управления, регулирования и защиты реактора располагаются в верхней его части.

Тепловыделяющие сборки помещаются в выемную корзину, днище которой является опорной конструкцией активной зоны, движение теплоносителя всегда снизу-вверх, что обеспечивает охлаждение ТВС в режиме естественной циркуляции. Различают следующие основные элементы конструкции ВВРД: корпус реактора с крышкой; активная зона; органы системы управления и защиты реактора СУЗ; тепловыделяющие сборки; внутрикорпусные устройства (корзина активной зоны, тепловые экраны, блок труб теплоносителя и др.).

Принципиальная конструкция водо-водяного реактора под давлением представлена на рис. 2.4. Теплоноситель (вода) поступает через входные патрубки А и опускается в нижнюю часть реактора по тракту, образуемому корпусом реактора 1 и корзиной активной зоной 3, охлаждая при этом корпус, теп-

ловой экран 2 и наружную поверхность корзины активной зоны. В нижней части реактора теплоноситель разворачивается и, попадая снизу в активную зону 5, движется вверх по ее каналам. Нагретая в этой зоне вода через систему отверстий выходит через выходные патрубки *Б*. Корпус закрыт крышкой 4, через систему отверстий, в которой (на схеме не показаны) в активную зону проходят стержни СУЗ. Крышка к корпусу крепится при помощи шпилек.

Одним из важнейших элементов конструкции ВВРД является корпус. Его габариты и физико-механические свойства в основном определяют мощность реактора и параметры теплоносителя (температуру и давление) первого контура.

Герметичность корпуса и первого контура теплоносителя является главным фактором, определявшим ядерную безопасность при эксплуатации таких реакторов. Поэтому сохранение герметичности корпуса в любых ситуациях, включая аварийные, является важнейшим требованием при проектировании, изготовлении и эксплуатации.

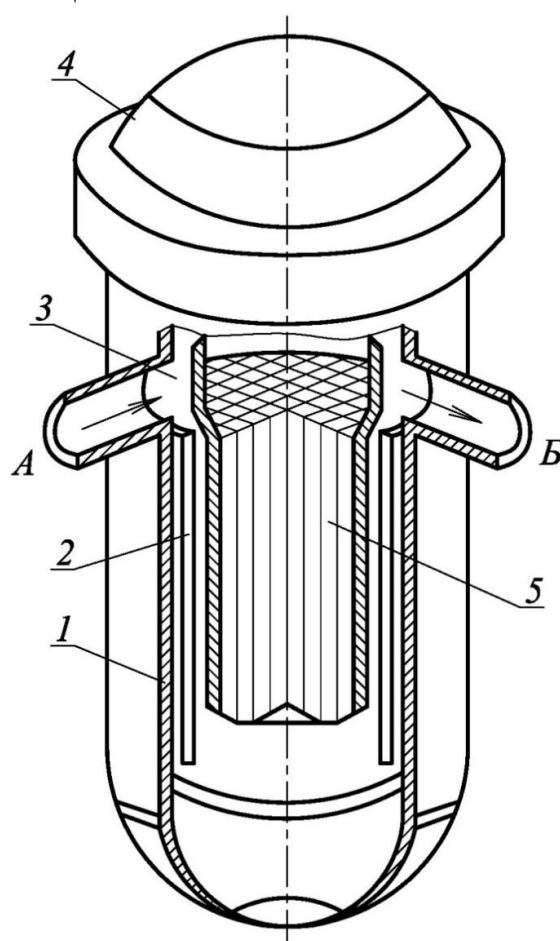


Рис. 2.4. Принципиальная схема ВВРД

Корпус ВВЭР (рис. 2.5 и [3]) представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем и сферической крышкой. Корпус серийного ВВЭР-440 имеет массу более 200 тонн и внутренний объем свыше 120 м³. Верхняя часть корпуса имеет фланец с отверстиями для шпилек, на которых крепится крышка. Крышка корпуса изготавливается из

того же материала, что и корпус реактора. Масса крышки ВВЭР-440 составляет 44,5 тонн. Для обеспечения коррозионной стойкости по всей внутренней поверхности корпуса осуществляется нержавеющая наплавка толщиной до 20 мм. Материал наплавки – сталь аустенитного класса типа ОХ18Н10Т. На крышке реактора размещаются исполнительные механизмы СУЗ, детекторы контроля температур и энерговыделений. Верхнюю крышку с размещенным на ней оборудованием называют также верхним блоком реактора.

Корпусные реакторы помещаются в шахту, которая сверху закрывается защитной плитой для предотвращения воздухообмена между центральным залом реактора и объемом шахты. В целях радиационной безопасности с помощью специальной вентиляции в объеме шахты создается небольшое разрежение, поэтому воздух может попадать только из центрального зала в шахту, откуда он удаляется через фильтры в специальную вентиляцию.

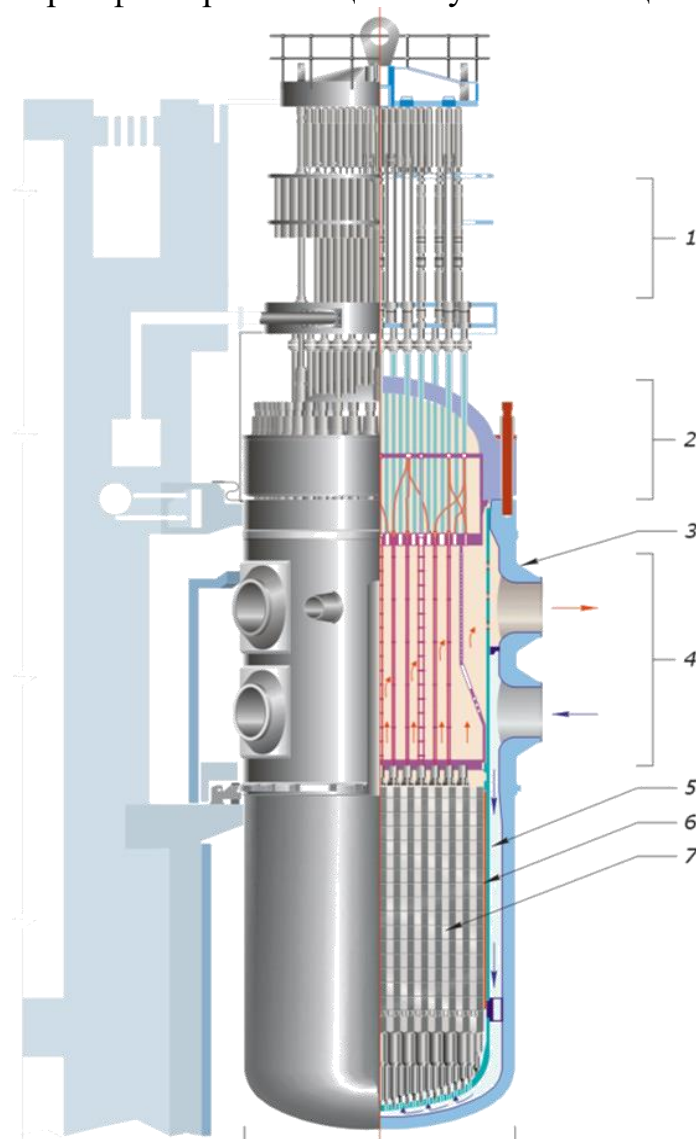


Рис. 2.5. Реактор ВВЭР-1000 (вариант конструкции):

1 – привод СУЗ; 2 – крышка реактора; 3 – корпус реактора;
4 – блок защитных труб; 5 – шахта; 6 – выгородка активной зоны; 7 – ТВС

2.5. Активная зона реактора

Ядерное топливо загружается в реактор в виде ТВЭЛов. В них происходит деление тяжелых ядер урана 235, сопровождающееся выделением энергии, передаваемой затем в виде тепловой энергии теплоносителю. Конструктивно ТВЭЛ содержит топливный сердечник, оболочку и концевые детали. Оболочка ТВЭЛов вместе с концевыми деталями образует герметичный объем. Она выполняет две функции: защищает топливо от коррозионного воздействия теплоносителя и предотвращает попадание радиоактивных продуктов деления в теплоноситель.

Имеется большое разнообразие конструктивного исполнения ТВЭЛов, их классифицируют по различным признакам: по виду топлив (металлические, керамические, дисперсные); по геометрии (стержневые, кольцевые, трубчатые, пластинчатые).

Важными характеристиками ТВЭЛов являются удельное объемное тепловыделение и удельный тепловой поток с поверхности, которые для ядерных энергетических реакторов составляют $10^8 \div 10^9$ Вт/м³ и 10^6 Вт/м³ соответственно. Это на порядок больше, чем в обычной теплотехнике, поэтому при конструировании ТВЭЛов для обеспечения условий теплосъема необходимо максимально развивать теплоотдающую поверхность, то есть увеличивать отношение периметра ТВЭЛа к его поперечному сечению. Условия работы ТВЭЛов характеризуются также высоким давлением теплоносителя.

В состав ядерного топлива входит уран, плутоний или торий, их сплавы или соединения: двуокиси урана, тория, плутония, их карбиды, нитриды и др. Основным элементом топлива является уран. Атомный номер урана 92, атомная масса естественной смеси изотопов 238,03. Природный уран обычно обогащают по изотопу уран 235 до необходимой концентрации последнего. Такой уран называют обогащённым. В качестве конструкционных материалов, из которых изготавливают оболочку ТВЭЛа, используются алюминий, бериллий, цирконий, графит, сталь X18H10T. К конструкционным материалам предъявляются следующие требования: высокая коррозионная и эрозионная стойкость в среде теплоносителя; удовлетворительные механические свойства; высокая теплопроводность; малое сечение захвата нейтронов и др.

Алюминий и его сплавы широко применяются для низкотемпературных реакторов с водяным теплоносителем при температуре $250 \div 300$ °С. Одним из самых распространенных материалов в конструкции активных зон является цирконий. Сплавы циркония используются для изготовления оболочек ТВЭЛов, топливных каналов, деталей ТВС.

Температура теплоносителя (воды, насыщенного и перегретого пара) может достигать $350 \div 360$ °С. Для реакторов с температурой теплоносителя $500 \div 550$ °С применяется сталь типа X18H10T. В настоящее время в энергетических реакторах в качестве топлива используется двуокись урана. ТВЭЛы, в

которых применяется двуокись урана – стержневого типа. Оболочка ТВЭЛа изготавливается из циркониевого сплава. Пример конструкции ТВЭЛа показан на рис. 2.6 и 2.7 [5, 6].

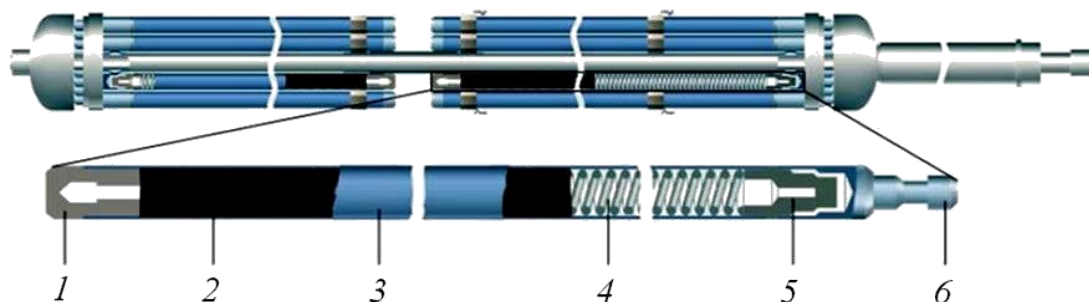


Рис. 2.6. Тепловыделяющий элемент:

1 – заглушка; 2 – таблетки диоксида урана; 3 – оболочка из циркония;
4 – пружина; 5 – втулка; 6 – наконечник



Рис. 2.7. Топливная кассета в сборке

ТВЭЛы загружаются в реактор в виде отдельных узлов, называемых тепловыделяющими сборками. С помощью ТВС значительно упрощается загрузка и выгрузка топлива в реакторе, организуется поток теплоносителя в активной зоне. В функции ТВС входят также такие ответственные задачи, как закрепление и дистанционирование ТВЭЛов. В поперечном сечении ТВС ТВЭЛы расположены в квадратной или треугольной решетке либо по концентрическим окружностям. Выбор зазора между ТВЭЛами производится исходя из необходимого расхода теплоносителя. Скорость водяного теплоносителя в ТВС со стержневыми ТВЭЛами лежит в пределах $4\div 7$ м/с.

2.6. Органы регулирования реактора

Регулирование работы ядерного реактора заключается главным образом в регулировании так называемой нейтронной или тепловой мощности путем изменения коэффициента размножения нейтронов за счет изменения скорости их образования, поглощения или утечки.

При поглощении нейтрона тепловой энергии ядром урана в большинстве случаев происходит расщепление этого ядра на два или более осколков. При этом процессе, называемом делением, освобождается большое количество энергии (около 200 Мэв на один акт деления) и испускается два-три нейтрона, которые при определенных условиях могут вызвать деление других ядер урана. Эти два-три нейтрона, образующиеся в процессе деления, могут принять участие и в других реакциях, конкурирующих с реакцией деления. Кроме урана, нейтроны могут быть поглощены в других материалах активной зоны. Имеется также потеря нейтронов вследствие утечки из реактора.

Для поддержания цепной реакции в активной зоне количество образующихся нейтронов должно быть равно количеству нейтронов, теряемых за счет утечки и поглощения. Это условие выражают с помощью так называемого коэффициента размножения K :

$$K = \frac{\text{образование нейтронов}}{\text{поглощение нейтронов} + \text{утечка нейтронов}}$$

Если K равно единице или больше единицы, то цепная реакция возможна; если K меньше единицы, то цепная реакция не будет поддерживаться и в конце концов прекратится.

Наибольшее распространение получил метод управления цепной реакцией деления путем изменения количества поглощающих нейтроны веществ. Для этой цели используются твердые, жидкие и газообразные материалы с большими сечениями поглощения нейтронов. Для энергетических реакторов, как правило, применяются твердые материалы в виде стержней-поглотителей, вводимых в активную зону.

В качестве поглощающего материала наиболее часто применяют бор и его соединения (карбид бора B_4C и бористая сталь). Находят также применение кадмий и редкоземельные элементы (европий и др.). Конструкция поглощающих стержней зависит от применяемого материала. Например, бористые стали, легированные никелем, коррозионно-стойкие и не требуют специальной защиты от влияния теплоносителя. Карбид бора применяется в виде таблеток, которыми заполняют трубчатые несущие элементы с последующей герметизацией объема.

В водо-водяных реакторах наряду с твердыми поглотителями используются также жидкостные поглотители. Для этой цели в воду, которая циркулирует в первом контуре, вводится борная кислота, концентрация которой может меняться в процессе работы. Использование жидких поглотителей позволяет более эффективно вести регулирование энерговыделения.

Одно из главных требований к органам системы управления и защиты реактора – обеспечение ядерной безопасности. При любых стационарных, переходных и аварийных режимах должен быть исключен разгон реактора на мгновенных нейтронах (неуправляемый разгон), а также обеспечена достаточная подкритичность. Все эти требования обеспечиваются проектными и конструкторскими решениями.

2.7. Теплофизика реакторов

С позиций основных понятий теплотехники ядерный реактор – это теплообменный аппарат, котел с ядерным источником тепла. Его отличительная особенность заключается в практически не ограбленном количестве тепловой энергии, которая может выделяться в процессе деления ядер урана. Проблемой является обеспечение условий эффективного теплосъема с активной зоны. Именно на устранение этой проблемы направлены проектные и конструкторские решения при разработке энергетических реакторов. Тепловой режим реактора определяет его мощность, энергонапряженность активной зоны. В процессе эксплуатации реактора важную роль играет контроль теплогидравлических параметров.

Конструкция реактора обосновывается нейтронно-физическим, теплогидравлическим и прочностным расчетами, анализом аварийных ситуаций и надежности, технико-экономическими расчетами. В основе этих расчетов лежат математические модели, при разработке которых используется как фундаментальные физические законы, так и данные экспериментов. Важность экспериментальных данных обусловлена сложностью протекающих в реакторе физических процессов, необходимостью делать допущения при составлении математических моделей. Поэтому постановке экспериментов и выбору условия моделирования уделяется большое внимание. Например, для нейтронно-физических экспериментов, в ходе которых определяются законы реактивности, энерговыделения и уточняется структура активной зоны, создаются физические модели реакторов, работающие на мощности, равной нескольким ваттам (близкой к нулевой).

Исследования в области теплофизики реактора заключаются в изучении законов теплопередачи в реакторе и в определении факторов, влияющих на ее интенсивность. Важность изучения теплообмена в реакторах обусловлена тем, что в них реализуются тепловые потоки на один и более порядков выше, чем в обычных теплообменных установках.

Теплопередача в ядерных реакторах осуществляется теплопроводностью, конвекцией и излучением. Отличительной особенностью теплообмена в реакторе являются: наличие внутренних источников тепла, высокие значения удельных тепловых потоков и развитая теплопередающая поверхность. К особенностям теплообмена следует также отнести наличие разветвленной системы

охлаждения реактора, представляющей собой совокупность параллельных и последовательных трактов, имеющих, как правило, сложную форму поперечного сечения каналов охлаждения.

В настоящее время накоплен значительный экспериментальный материал для определения параметров конвективного теплообмена для наиболее характерных форм каналов охлаждения. Следует отметить, что в ряде случаев оказывается допустимым использовать для определения чисел Нуссельта и Рейнольдса критериальные уравнения течения жидкости для круглой трубы.

Решение проблемы эффективного теплосъема в реакторе во многом зависит от правильного выбора теплоносителя. К теплоносителям предъявляются следующие требования:

1. Должны обеспечиваться высокие удельные тепловые потоки при малых разностях температур теплопередающей стенки и теплоносителя, малых затратах энергии на прокачку и невысоком избыточном давлении в реакторе.

2. Теплофизические свойства теплоносителя должны быть стабильными в рабочем интервале температур и давлений.

3. Должны обладать невысокой химической и эрозионной активностью по отношению к конструкционным материалам.

4. Должны иметь малые сечения поглощения нейтронов (для первого контура теплоносителя).

5. Теплоноситель должен быть доступным, дешевым, безопасным при эксплуатации.

Интенсивность теплосъема и затраты энергии на прокачку теплоносителя определяются его теплофизическими свойствами: плотностью ρ , кг/м³; удельной теплоемкостью C_p , Дж/(кг·К); коэффициентом теплопроводности λ , Вт/(м·К); кинематической вязкостью ν , м²/с; динамической вязкостью $\mu = \rho\nu$, кг/(м·с); температурой кипения T_s , К; давлением насыщенного пара p_s , Па и др.

Из уравнения количества тепла N_m , переданного теплоносителю в единицу времени

$$N_m = G_m (C_{p2} T_2 - C_{p1} T_1), \quad (2.1)$$

где G_m – массовый расход теплоносителя; C_{p1} и C_{p2} – теплоемкости теплоносителя на входе и выходе при температурах T_1 и T_2 . Для получения наименьшей разности температур на входе и выходе необходимо иметь большие значения C_p .

Из уравнения плотности теплового потока

$$q = \alpha (T_T - T_{CT}), \quad (2.2)$$

где α – коэффициент теплоотдачи; T_T и T_{CT} – температуры теплоносителя и стенки соответственно, следует, что для увеличения q необходимо иметь большие значения α . Коэффициент теплоотдачи в общем случае является функцией формы и размеров теплопередающей поверхности, режима течения, скорости и

температуры теплоносителя, теплофизических свойств теплоносителя. Из критериального уравнения вида

$$Nu = c_1 Re_e^m Pr^n, \quad (2.3)$$

$$Nu = \alpha d / \lambda, \quad Re = wd / \nu, \quad Pr = \mu C_p / \lambda, \quad (2.4)$$

где Nu , Re , Pr – числа Нуссельта, Рейнольдса и Прандтля соответственно; d – характерный геометрический размер; w – скорость теплоносителя; c_1 , m и n – постоянные, следует выражение

$$\alpha \approx \lambda^{1-n} \rho^m \mu^{-(m-n)} C_p^n. \quad (2.5)$$

Из (2.5) видно, что большим значениям α соответствуют высокие значения коэффициента теплопроводности, плотности, теплоемкости.

Затраты мощности на прокачку теплоносителя определяются гидравлическим сопротивлением трактов теплообменного аппарата. Гидравлическое сопротивление трения для установившегося потока в трубе определяется формулой

$$\Delta P = \xi \frac{l}{d} \frac{\rho w^2}{2}, \quad (2.6)$$

где l – длина канала (трубы), d – гидравлический диаметр, ξ – коэффициент сопротивления трения. При турбулентном течении

$$\xi = \frac{C}{Re^n}. \quad (2.7)$$

Подставляя (2.7) в (2.6), запишем выражение:

$$\Delta P \approx \rho^{1-n} \mu^n. \quad (2.8)$$

Из (2.8) следует, что затраты мощности при прокачке теплоносителя уменьшаются с уменьшением вязкости и плотности.

Достаточно хорошим по своим теплофизическим свойствам теплоносителем является вода. По сравнению с другими теплоносителями на прокачку воды требуются меньшие затраты мощности. Вода слабо поглощает нейтроны и является хорошим замедлителем, в качестве которого она используется в водородных реакторах. В существующих энергетических реакторах и установках вода занимает доминирующее положение как теплоноситель.

Контрольные вопросы

1. Какие нейтроны называются быстрыми?
2. Назовите конструкции ядерных реакторов.
3. Что является сдерживающим фактором широкого распространения корпусных реакторов?
4. Что такое коэффициент размножения?
5. Перечислите основные характеристики канальных водо-графитовых реакторов.

6. Перечислите требования, предъявляемые к теплоносителям.
7. Из чего состоит тепловыделяющий элемент?
8. За счет чего осуществляется теплопередача в ядерных реакторах?

3. ТЕПЛОВЫЕ СХЕМЫ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

3.1. Принципиальные тепловые схемы ЯЭУ

По своему назначению ядерные энергетические установки могут быть разделены на три группы: для выработки тепловой, электрической и механической энергии.

К первой группе относятся атомные станции теплоснабжения, термо-опреснительные установки, энерготехнологические установки для производственных нужд. К установкам второй группы относятся атомные электростанции для выработки электрической энергии. В установках третьей группы потребителю передается механическая энергия. Такие установки используются, например, на судах, где тепловая энергия преобразуется в механическую, которая затем с помощью механической передачи передается на гребные винты.

ЯЭУ для выработки тепловой энергии связаны с потребителем через концевой теплообменник. Принципиальные схемы (одноконтурная и двухконтурная) таких установок показаны на рис. 3.1.

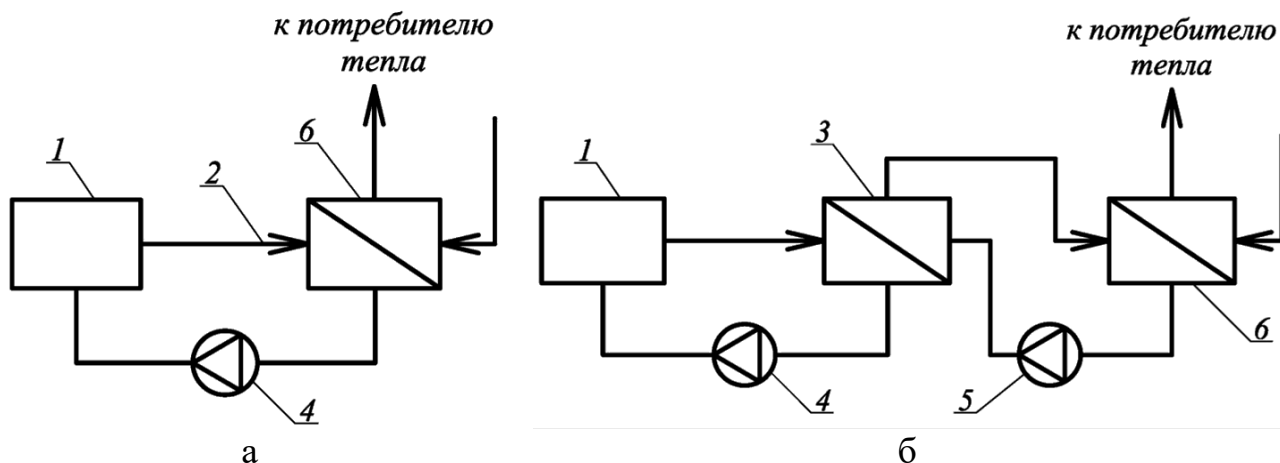


Рис. 3.1. Одноконтурная (а) и двухконтурная (б) ЯЭУ для потребителя тепла:
 1 – ядерный реактор; 2 – трубопровод; 3 – промежуточный теплообменник;
 4, 5 – циркуляционные насосы первого и второго контуров;
 6 – концевой теплообменник

Установка включает в себя реактор, систему трубопроводов, реляционный насос. В одноконтурной установке, являющейся самой простой по своему исполнению, в реакторе и концевом теплообменнике течет один и тот же теплоноситель. В этом случае теплоноситель имеет большую наведенную радиоактивность и в ряде случаев может содержать радиоактивные продукты деления.

При разуплотнении теплообменника радиоактивные породы попадут в контур потребителя.

Одноконтурные установки не могут быть использованы в тех случаях, когда не допускается загрязнение теплоносителя контура потребителя. Поэтому практическое применение нашли многоконтурные установки, в которых передача тепла внешнему потребителю происходит с помощью двух и более теплоносителей, не контактирующих между собой непосредственно.

На рис. 3.1, б показано, как реактор вместе с промежуточным теплообменником образуют первый замкнутый контур, а промежуточный теплообменник, трубопроводы и первый теплообменник – второй контур. Каждый контур имеет свой циркуляционный насос. Между промежуточным теплообменником и концевым можно ввести еще один контур со своими промежуточным теплообменником, циркуляционным насосом, теплоносителями и магистралями. Такая установка будет уже трехконтурная.

В многоконтурных установках практически исключен контакт активного теплоносителя первого контура с рабочей средой потребителя. Однако реализация многоконтурной установки более сложная, поскольку требуется дополнительное оборудование.

Пример транспортной судовой ЯЭУ, в которой тепловая энергия превращается в механическую, передаваемую затем на вал гребного винта, показан на рис. 3.2.

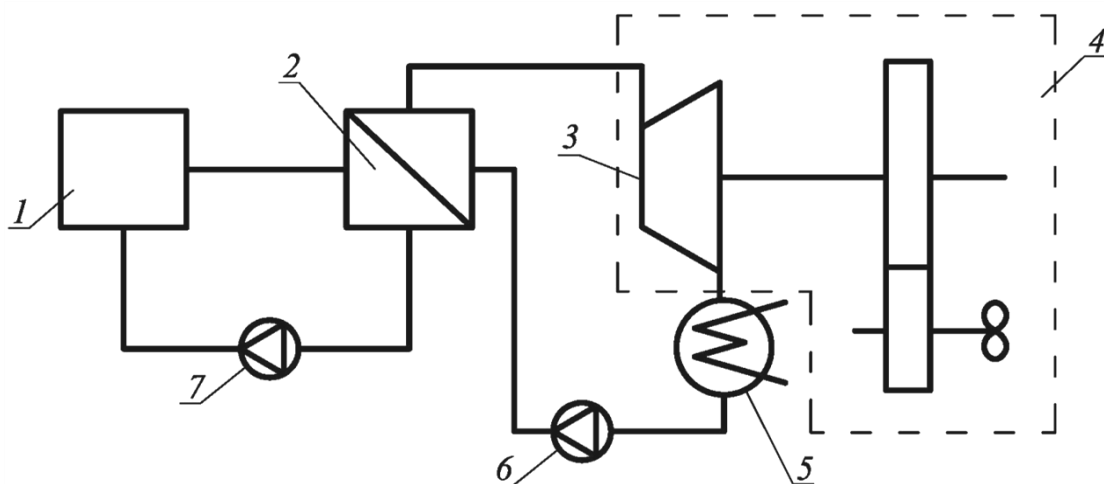


Рис. 3.2. ЯЭУ для потребителей механической энергии:

1 – ядерный реактор; 2 – парогенератор; 3 – турбина; 4 – турбозубчатый агрегат;
5 – конденсатор; 6, 7 – циркуляционные насосы первого и второго контуров

Установка двухконтурная, работает по паротурбинному циклу. Пар вырабатывается в парогенераторе, который получает тепло от теплоносителя первого контура. Пар поступает на турбину, в которой при его расширении тепловая энергия превращается сначала в кинетическую энергию потока, а затем в механическую. Крутящий момент вала турбины через редуктор передается на

гребной винт. Турбина вместе с редуктором образует турбозубчатый агрегат. Пар после выхода из турбины конденсируется в конденсаторе. Конденсат с помощью насоса (циркулятора) поступает в парогенератор.

Наибольшее распространение в настоящее время получили энергетические реакторы для выработки электроэнергии на атомных электростанциях. В процессе развития атомной энергетики было предложено большое количество различных тепловых схем ЯЭУ. Однако именно на опыте разработки тепловых схем АЭС происходило дальнейшее совершенствование ЯЭУ и теплосилового оборудования.

При создании АЭС, особенно двухконтурных, в значительной степени был использован имеющийся опыт разработки тепловых схем паротурбинных электростанций на органическом топливе.

На рис. 3.3, а представлена принципиальная (упрощенная) тепловая схема двухконтурной конденсационной АЭС, работающей по циклу Ренкина, TS-диаграмма которого также представлена на рис. рис. 3.3, б. В этом цикле подвод и отвод тепла происходит по изобаре, отвод тепла при $T\text{-const}$, сжатие и расширение по адиабате. В представленной схеме конденсационной АЭС подвод тепла (процесс $b\text{-}c\text{-}d$) осуществляется в парогенераторе 2, отвод тепла (процесс $e\text{-}a$) – в конденсаторе 5, сжатие (процесс $a\text{-}b$) – в циркуляторах 6 и 7, расширение (процесс $d\text{-}e$) – на турбине 3.

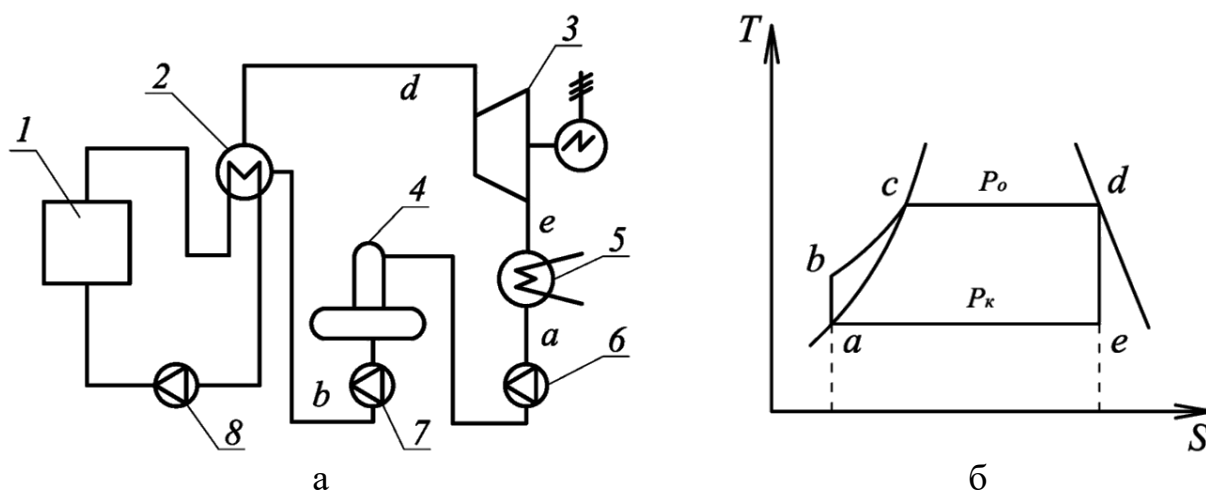


Рис. 3.3. Схема конденсационной АЭС и TS-диаграмма:

1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – турбогенератор; 4 – деаэратор; 5 – конденсатор;
6 – конденсационный насос; 7 – питательный насос; 8 – циркуляционный насос

Термический КПД цикла Ренкина:

$$\eta_t = \frac{q_0 - q_k}{q_0} = \frac{H_0}{q_0}, \quad (3.1)$$

где q_0 – удельное количество тепла, подводимое в парогенераторе, кДж/кг; q_k – удельное количество тепла, отводимое в конденсаторе, кДж/кг; $H_0 = i_0 - i_k$ – располагаемый теплоперепад, где i_0 – энтальпия пара на выходе из парогенератора, кДж/кг; i_k – энтальпия конденсата, кДж/кг. Относительный внутренний

КПД турбины определяют как отношение действительного теплоперепада H_i к располагаемому H_0 :

$$\eta_{0i} = \frac{H_i}{H_0}. \quad (3.2)$$

Абсолютный внутренний КПД турбины:

$$\eta_{it} = \eta_t \cdot \eta_{0i}. \quad (3.3)$$

Учитывая механические потери в турбине с помощью коэффициента и потери в электрогенераторе η_z , выражение для абсолютного электрического КПД турбоустановки АЭС можно записать в виде

$$\eta_{\varepsilon} = \eta_t \cdot \eta_{0i} \cdot \eta_m \cdot \eta_z. \quad (3.4)$$

Приведенный КПД турбоустановки АЭС полностью совпадает с КПД турбоустановки обычной тепловой станции. Отличие появляется при учете потерь в других элементах ЯЭУ: ядерном реакторе, парогенераторе, теплообменниках, трубопроводах и др. Эти потери при определении КПД АЭС учитываются соответствующими относительными коэффициентами:

$$\eta_{AЭС} = \eta_{\varepsilon} \cdot \eta_p \cdot \eta_{n2} \cdot \eta_{mp1} \cdot \eta_{mp2}, \quad (3.5)$$

где η_p учитывает потери тепла в реакторе; η_{n2} – потери в парогенераторе; η_{mp1} и η_{mp2} – потери в трубопроводах 1-го и 2-го контуров.

Для АЭС различают коэффициенты брутто и нетто. Коэффициенты η_{ε} и $\eta_{AЭС}$ – коэффициенты брутто, они не учитывают расхода электроэнергии на собственные нужды станции.

Вводя $w_{с.н.}$ – удельный расход энергии на собственные нужды, КПД АЭС нетто записывают в виде

$$\eta_{AЭС}^H = \eta_{AЭС} \cdot (1 - \bar{w}_{с.н.}), \quad (3.6)$$

где $\bar{w}_{с.н.} = w_{с.н.} / w_{\varepsilon}$ – доля затрат энергии на собственные нужды.

КПД АЭС нетто записывают также в виде

$$\eta_{AЭС}^H = \eta_{AЭС} \cdot \eta_{с.н.}, \quad (3.7)$$

где $\eta_{с.н.} = w_{\varepsilon}^H / w_{\varepsilon}$ – КПД собственных нужд АЭС.

3.2. Тепловая схема АТЭЦ

Упрощенная тепловая схема АТЭЦ показана на рис. 3.4. АТЭЦ вырабатывает электроэнергию и одновременно через сетевые подогреватели отпускает тепло для нужд отопления, горячего водоснабжения и вентиляции жилых и промышленных зданий.

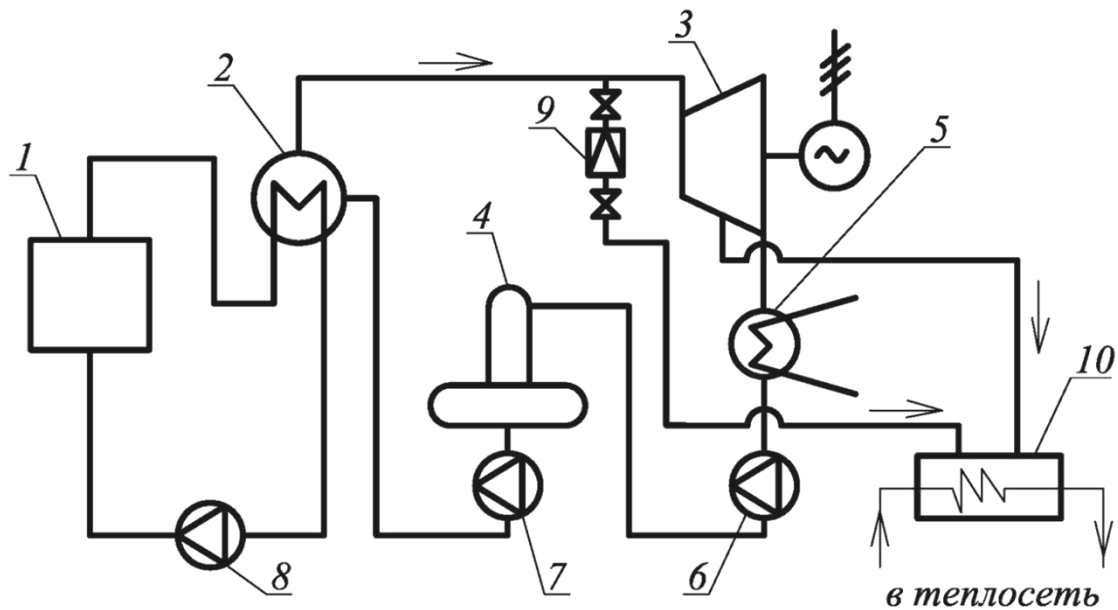


Рис. 3.4. Схема АТЭЦ: 1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – турбоагрегат; 4 – деаэрактор; 5 – конденсатор; 6 – конденсационный насос; 7 – питательный насос; 8 – циркуляционный насос; 9 – РОУ; 10 – подогреватель сетевой воды

Пар для подогрева воды в сетевом подогревателе направляется из регулируемого отбора турбины. Для покрытия пиковых тепловых нагрузок потребителя используется редукционно-охладительная установка (РОУ). Паровой и тепловой балансы АТЭЦ определяются выражениями

$$G = G_n + G_k, \quad (3.8)$$

$$N_{\Sigma} = N_n + N_k, \quad (3.9)$$

где G – общий расход пара на турбину; G_n – расход пара, отбираемый на теплофикационные нужды; G_k – расход пара, направляемого в конденсатор; N_{Σ} – общая электрическая мощность турбоустановки; N_n – электрическая мощность, вырабатываемая паром отбора; N_k – электрическая мощность, производимая паром, поступающим в конденсатор.

Для определения тепловой экономичности используют следующие выражения:

- КПД АТЭЦ

$$\eta_{\text{АТЭЦ}} = \frac{Q_{\text{исп}}}{Q_{\text{затр}}} = \frac{N_{\Sigma} + Q_{\text{т.п.}}}{Q_p}, \quad (3.10)$$

где $Q_{\text{т.п.}}$ – количество теплоты, отведенной потребителю; Q_p – количество тепловой энергии реактора;

- КПД производства тепловой энергии

$$\eta_{\text{т.п.}} = \frac{Q_{\text{т.п.}}}{Q_{\text{т.р.}}} = \eta_p \cdot \eta_{n2} \cdot \eta_{mp1} \cdot \eta_{mp2} \cdot \eta_{m.c.}, \quad (3.11)$$

где $Q_{\text{т.р.}}$ – количество тепловой энергии реактора, расходуемое для производства $Q_{\text{т.п.}}$; $\eta_{m.c.}$ – доля потерь тепла в тепловых сетях;

- КПД по производству электроэнергии на АТЭЦ

$$\eta_{АТЭЦ}^{\varepsilon} = \frac{N_{\varepsilon}}{Q_p - Q_{т.п.} / \eta_{т.п.}}. \quad (3.12)$$

В некоторых случаях для АТЭЦ применяется показатель удельной выработки электроэнергии на тепловом потреблении:

$$\varepsilon_{ТП} = \frac{N_{\varepsilon_{ТП}}}{Q_{ТП}}, \quad (3.13)$$

где $N_{\varepsilon_{тп}}$ – количество электроэнергии, которое вырабатывается паром отборов для теплофикационных нужд, а также паром отборов на регенеративный подогрев питательной воды. В приведенных выше схемах АЭС и АТЭЦ тепловая энергия, выделяющаяся в результате деления ядер, воспринимается теплоносителем первого контура. Рассмотрим более подробно состав оборудования первого контура на примере установки с ВВЭР - 1000, имеющего много общего с первыми контурами ЯЭУ различного назначения.

Тепловая схема первого контура реактора ВВЭР - 1000 представлена на рис. 3.5. Первый контур состоит из реактора 1 и четырех параллельных петель (на рисунке показана одна петля), каждая из которых включает парогенератор 9, главный циркуляционный насос (ГЦН) 10, главные запорные задвижки 8 и главные циркуляционные трубопроводы, где организация нескольких параллельных петель освобождает от необходимости резервирования оборудования, в частности циркуляционных насосов. Вода в реактор поступает при давлении 16,6 МПа с температурой 562 К. В активной зоне она подогревается до 595 К и направляется в парогенератор, где охлаждается, отдавая тепло теплоносителю второго контура. Из парогенератора вода поступает в главный циркуляционный насос, который возвращает ее в реактор.

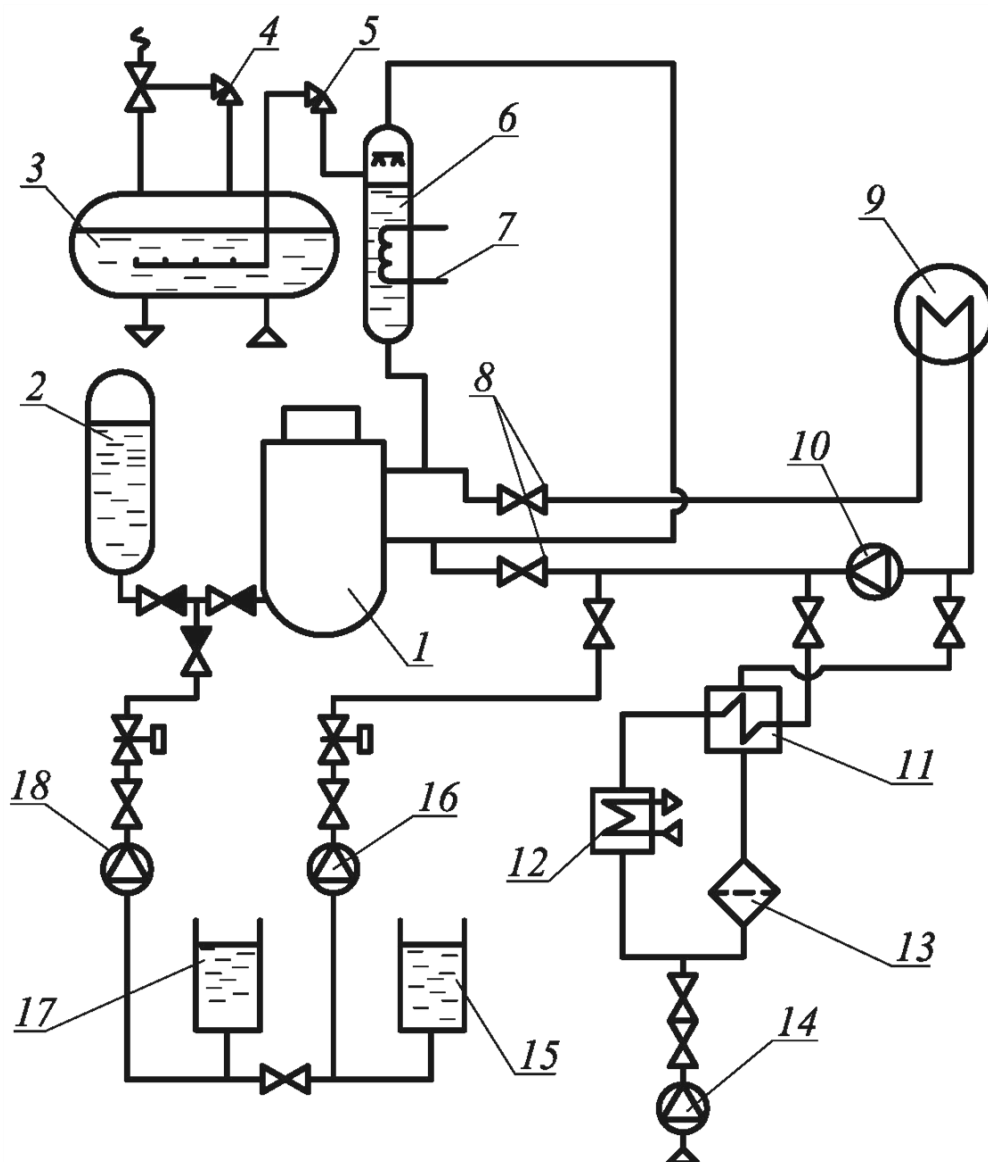


Рис. 3.5. Схема первого контура ЯЭУ с реактором ВВЭР-1000:

- 1 – реактор; 2 – гидроаккумулятор; 3 – барботер; 4,5 – предохранительные клапаны;
 6 – компенсатор давления; 7 – электронагреватель; 8 – главные запорные задвижки;
 9 – парогенератор; 10 – ГЦН; 11 – теплообменник; 12 – холодильник; 13 – фильтр;
 14, 16, 18 – насосы; 15, 17 – баки с раствором борной кислоты

Между реактором и парогенератором установлены главные запорные задвижки, позволяющие отключить от реактора любую петлю. ГЦН установлены на отключаемой части «холодного» трубопровода. В парогенераторе не происходит базового превращения теплоносителя первого контура благодаря высокому давлению. Для создания в контуре необходимого давления используется паровой компенсатор (ПКД). Он служит также для компенсации изменения объема теплоносителя при нагревании его в контуре и создания начального давления. Вода в ПКД нагревается электронагревателями и частично испаряется, благодаря чему достигается необходимое давление. ПКД соединен с «горячим» трубопроводом на его неотключаемой стороне.

Для предотвращения повышения давления сверх допустимого в паровое пространство ПКД впрыскивается теплоноситель из холодной ветви трубопровода. Если при впрыске холодного теплоносителя повышение давления не прекращается, то открывается предохранительный клапан, выход которого соединен с барботером. Температура воды в барботере поддерживается ~ 333 К для конденсации пара из ПКД. Если же и в барботере давление будет повышаться выше допустимого, тогда срабатывает предохранительный клапан на барботере и теплоноситель будет выбрасываться из первого контура. На практике такая ситуация маловероятна.

Вода первого контура при работе реактора приобретает высокую наведенную радиоактивность, так как в ней всегда присутствуют примеси (например, продукты коррозии, соли и т.п.), которые активируются в активной зоне. Вследствие этого оборудование первого контура становится источником ионизирующего излучения и его помещают в необслуживаемых помещениях. К конструкции оборудования предъявляется требование безотказной работы в течение длительного периода времени (например, в течение года) без обслуживания и контроля со стороны персонала. Мощность главного циркуляционного насоса при расходе воды $5,5 \text{ м}^3/\text{с}$ составляет 5500 кВт. Гидравлическое сопротивление первого контура равно 0,7 МПа.

Для очистки теплоносителя от примесей часть его (так называемая продувка) с расходом до 22 кг/с с напорной стороны ГЦН отводится в фильтры. Перед фильтрами продувочная вода охлаждается до 318 К (по условиям работы ионообменных смол фильтров). В регенеративном теплообменнике происходит охлаждение за счет нагрева очищенной воды, которая после фильтров возвращается в контур на всасывающую ветвь ГЦН. Окончательное охлаждение продувочной воды происходит технической водой в холодильнике.

Компенсация потерь теплоносителя первого контура, а также первичное заполнение контура производится подпиточными насосами из специальной системы приготовления чистого конденсата.

Все современные ЯЭУ снабжены системами аварийного охлаждения активной зоны реактора (САОЗ), которые обеспечивают отвод тепла из реактора в случае аварии с потерей теплоносителя первого контура. САОЗ реактора ВВЭР включает в себя насосы низкого и высокого давления, гидроаккумуляторы, в которых вода находится под давлением азота, баки запаса воды и раствора борной кислоты.

В аварийных ситуациях, когда потеря теплоносителя происходит с небольшой скоростью, включаются насосы высокого давления. При значительной разгерметизации, вплоть до полного мгновенного разрыва циркуляционного трубопровода (диаметр трубопровода ВВЭР-1000 составляет 850 мм), вначале вода подается из гидроаккумулятора, затем включаются насосы высокого давления и, если их подачи не хватает для поддержания давления в контуре, в работу вступают насосы низкого давления.

3.3. Тепловая схема АСТ

Наиболее экономичное использование ядерного топлива достигается при применении его на атомных ТЭЦ, однако в ряде случаев экономически оправдано использование атомных станций теплоснабжения. Назначение АСТ – выработка тепла для коммунально-бытовых и хозяйственных нужд.

Целесообразность строительства АСТ определяется следующими факторами:

- существенно облегчаются условия по выбору строительных площадок для АСТ, не требующих водных ресурсов и дополнительных капиталовложений на сооружение систем технического водоснабжения;
- большая радиационная безопасность АСТ по сравнению с АТЭЦ, что позволяет размещать ее на незначительном расстоянии от потребителя тепла;
- близкое расположение АСТ позволяет избежать значительных потерь тепла при транспортировке теплоносителя, сократить затраты на прокачку теплоносителя. Проектные проработки АТЭЦ показывают, что стоимость транзитных тепловых сетей составляет примерно 15 % от стоимости станции. Строительство АСТ в непосредственной близости от границ города исключает эти затраты;
- относительно малая величина требуемых площадок, меньшее загрязнение окружающей среды вредными выбросами при нормальных и аварийных режимах эксплуатации.

Один из возможных методов повышения эффективности АСТ – увеличение коэффициента использования ее установленной мощности, что может быть достигнуто при совместной эксплуатации АСТ и пиковых водогрейных котельных на органическом топливе, которые обеспечивают покрытие пиковой части графика тепловой нагрузки города. Обеспечение этой части графика тепловой нагрузки с помощью пиковых источников позволяет увеличивать продолжительность работы АСТ на номинальной мощности и снизить влияние суточных колебаний нагрузки горячего водоснабжения на режим ее эксплуатации.

Эффективность и надежность работы АСТ зависит от выбора рациональных режимов ее эксплуатации совместно с пиковыми котельными, которые должны располагаться, как правило, в центре тепловых нагрузок. При этом возможны две схемы соединения АСТ и пиковой котельной: последовательная и параллельная.

Тепловая схема АСТ с параллельным подключением пиковой котельной показана на рис. 3.6. Близкое расположение АСТ от города определяет более высокие требования надежности работы станции, для обеспечения которой при проектировании первых станций приняты пониженные, по сравнению с АЭС, температуры и давления теплоносителей. Также для повышения надежности предусматривается три контура теплоносителя.

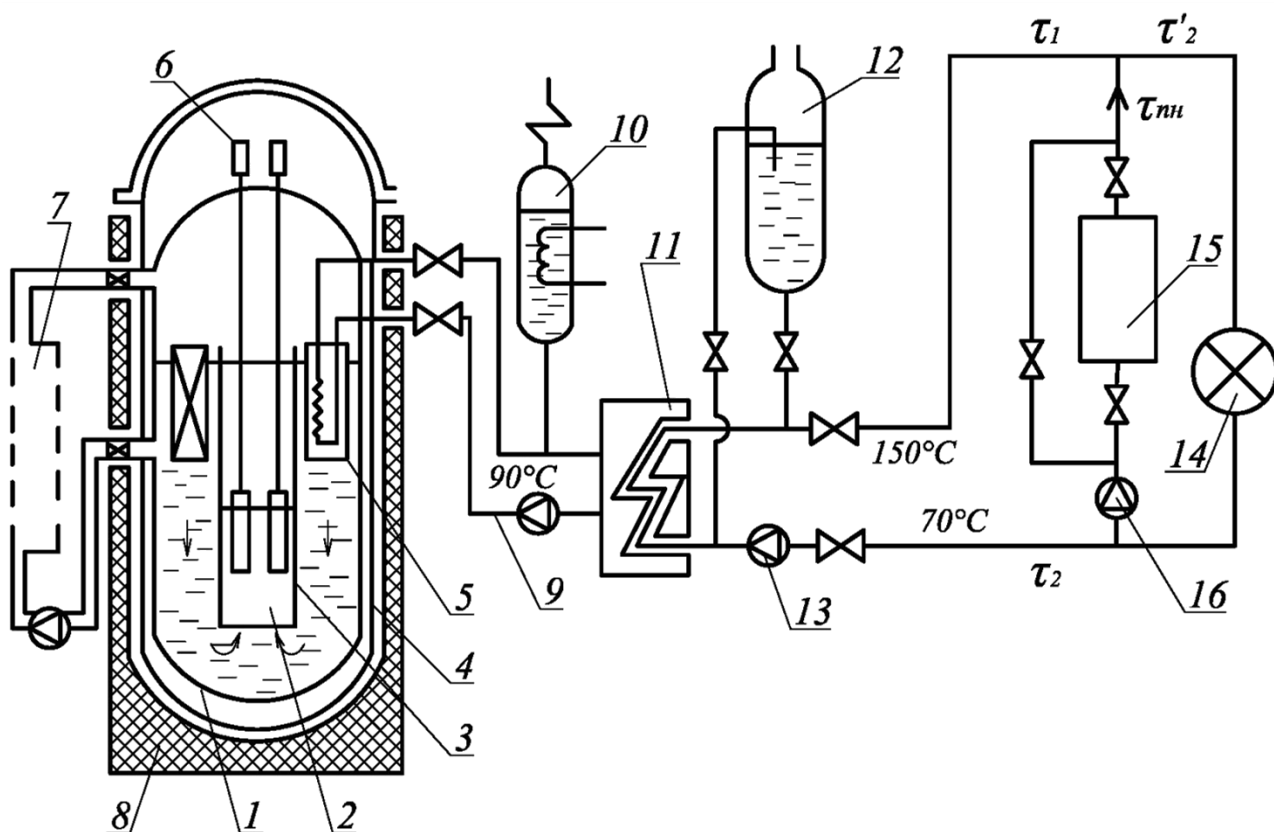


Рис. 3.6. Схема атомной станции теплоснабжения:

- 1 – корпус реактора; 2 – активная зона; 3 – шахта контура естественной циркуляции;
- 4 – страховочный корпус; 5 – теплообменник второго контура; 6 – приводы системы управления и защиты реактора; 7 – вспомогательные системы первого контура;
- 8 – железобетонная шахта; 9 – второй контур; 10 – компенсатор объема;
- 11 – сетевой теплообменник; 12 – система аварийного расхолаживания;
- 13 – циркуляционный насос; 14 – потребитель тепла; 15 – пиковый котел;
- 16 – насосы пиковой котельной

Первый внутриреакторный контур – радиоактивный, с естественной циркуляцией теплоносителя. Давление теплоносителя $1,6 \div 2,0$ МПа, температура на входе в активную зону 165°C , на выходе из нее 200°C .

Второй промежуточный контур – нерадиоактивный, содержит три петли отбора тепла от реактора. Давление теплоносителя в промежуточном контуре 1,2 МПа, температура на входе в теплообменники 90°C , на выходе из них 170°C .

Сетевая вода третьего контура нагревается в сетевых подогревателях. Температура воды на входе в подогреватели 70°C , на выходе из них 150°C . Давление в контуре 1,6 МПа. Принятое давление во втором и третьем контурах исключает в случае аварии попадание воды из второго контура в третий.

Для АСТ выбран корпусной водо-водяной реактор (ВВЭР) как более надежный по сравнению с канальным водо-графитовым реактором. Относительно низкое давление внутри корпуса реактора обуславливает и существенно меньшие нагрузки на стенки и крышку корпуса реактора. Также для повышения надежности предусмотрен так называемый страховочный корпус, основное назначение которого – предотвращение утечки теплоносителя при разгерметизации корпуса реактора. Железобетонная шахта предназначена главным образом для защиты от излучения, однако она позволяет предусмотреть дополнительные мероприятия по предотвращению утечки теплоносителя первого контура в грунт.

Теплоноситель третьего контура циркулирует в системе централизованного отопления жилых и общественных зданий после смешения с водой, поступающей от пиковой котельной, подключенной параллельно АСТ.

3.4. Пуск реактора и работа на энергетическом уровне мощности

Пусковыми режимами реактора называются режимы увеличения мощности до номинального значения. При пуске реактора и работе на номинальном (энергетическом) уровне интервал мощности разбивают на три диапазона: пусковая мощность – $(10^{-5} \div 10^{-3}) \% N_n$; минимально контролируемый уровень (МКУ) мощности – $(10^{-3} \div 1,0) \% N_n$; номинальная мощность (энергетический уровень) – $(1,0 \div 100) \% N_n$. Режим пуска реактора, при котором мощность достигает значения $\sim 0,1 \%$ номинального называют *физическим пуском*. *Энергетическим пуском реактора* называют изменение мощности от $0,1 N_n$ до N_n .

Пуску реактора предшествует проверка исправности и работоспособности систем ЯЭУ, разогрев воды в первом контуре и включение главных циркуляционных насосов. Вывод реактора на мощность осуществляется постепенным извлечением из активной зоны органов системы управления и защиты (стержней аварийной защиты, регулирующих стержней, компенсационных стержней).

Номинальные режимы (режимы нормальной эксплуатации) включают в себя в основном стационарные (установившиеся). Однако возможны и другие, переменные режимы, когда заданное значение мощности является функцией времени и определяется суточным графиком нагрузки энергосистемы. Существенно большей долей переменных режимов характеризуется работа транспортных энергетических установок с атомным реактором, что обуславливается частой сменой параметров движения судна.

Тепловая мощность реактора может быть рассчитана по параметрам теплоносителя первого или второго контуров:

$$N = M \cdot C_p (T_2 - T_1) = M(i_2 - i_1), \quad (3.14)$$

где M – массовый расход теплоносителя, кг/с; C_p – удельная теплоемкость теплоносителя, Дж/кг·К; T_2 и T_1 , i_2 и i_1 – соответственно температуры и удельные энтальпии теплоносителя на выходе из реактора и входе в реактор (для параметров второго контура – на выходе и входе теплообменника между первым и вторым контуром), К и Дж/кг.

В существующих ЯЭУ используются как схемы с постоянным (не зависящим от мощности) расходом теплоносителя, так и схемы с переменным (зависящим от мощности) расходом. Для водо-водяных реакторов ВВЭР характерен постоянный расход теплоносителя. Поскольку теплоемкость воды в рабочем диапазоне температур остается практически неизменной, то разность температур и расход теплоносителя линейно связаны с мощностью реактора. Изменение мощности реактора осуществляется одновременным воздействием на два параметра: расход теплоносителя и плотность потока нейтронов в реакторе. Изменение плотности потока нейтронов реализуется регулирующими стержнями системы управления и защиты реактора.

Контрольные вопросы

1. На какие группы могут быть разделены ядерные энергетические установки?
2. Что называют физическим и энергетическим пуском реактора?
3. Какими факторами определяется целесообразность строительства атомных станций теплоснабжения?
4. Приведите принципиальную схему атомной теплоэлектроцентрали.
5. Что называют пусковыми режимами реактора?
6. Опишите принцип работы и состав оборудования первого контура реактора на примере установки ВВЭР – 1000.
7. Приведите принципиальную схему атомной станции теплоснабжения.
8. Представьте уравнение для определения тепловой мощности реактора по параметрам теплоносителя первого или второго контуров.

4. ТЕПЛОФИКАЦИОННОЕ И МАШИННОЕ ОБОРУДОВАНИЕ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

4.1. Теплообменные аппараты

Теплообменными аппаратами называются устройства, предназначенные для передачи теплоты от более нагретого теплоносителя к менее нагретому. Теплообменные аппараты (теплообменники) – обязательная часть любой ЯЭУ. Рассмотрим их более подробно.

По способу передачи теплоты различают поверхностные и контактные. В поверхностных теплообменниках теплота передается от одного теплоносителя к другому через разделяющую их стенку. Поверхностные теплообменники различают по взаимному направлению движения теплоносителей: прямоточные, противоточные, с перекрестным током и др. В контактных теплообменниках теплообмен происходит при непосредственном соприкосновении теплоносителей. Поверхностные теплообменники, получившие наибольшее распространение, делятся на рекуперативные и регенеративные. В рекуперативных теплообменниках оба теплоносителя постоянно контактируют с разделяющей их стенкой. Подавляющее большинство теплообменников ЯЭУ являются поверхностными рекуперативными. В регенеративных теплообменниках горячий и холодный теплоносители контактируют с твердой стенкой поочередно. Последняя аккумулирует теплоту при контакте с горячим теплоносителем и отдает ее при контакте с холодным теплоносителем. В ЯЭУ регенеративные теплообменники могут быть использованы в качестве аккумуляторов теплоты для покрытия пиковых нагрузок.

К теплообменникам ЯЭУ предъявляются следующие требования:

- реализация высоких удельных тепловых потоков при минимальных габаритах и весе;
- надежность (прежде всего герметичность соединений);
- возможность осмотра, контроля и ремонта;
- простота дезактивации;
- приемлемые гидравлические сопротивления.

Определяющим элементом теплообменника является его теплообменная поверхность, через которую теплота передается от одного теплоносителя к другому. В ядерной энергетике распространение получили теплообменники типа "труба в трубе" и кожухотрубные, некоторые типы которых показаны на рис. 4.1 и 4.2.

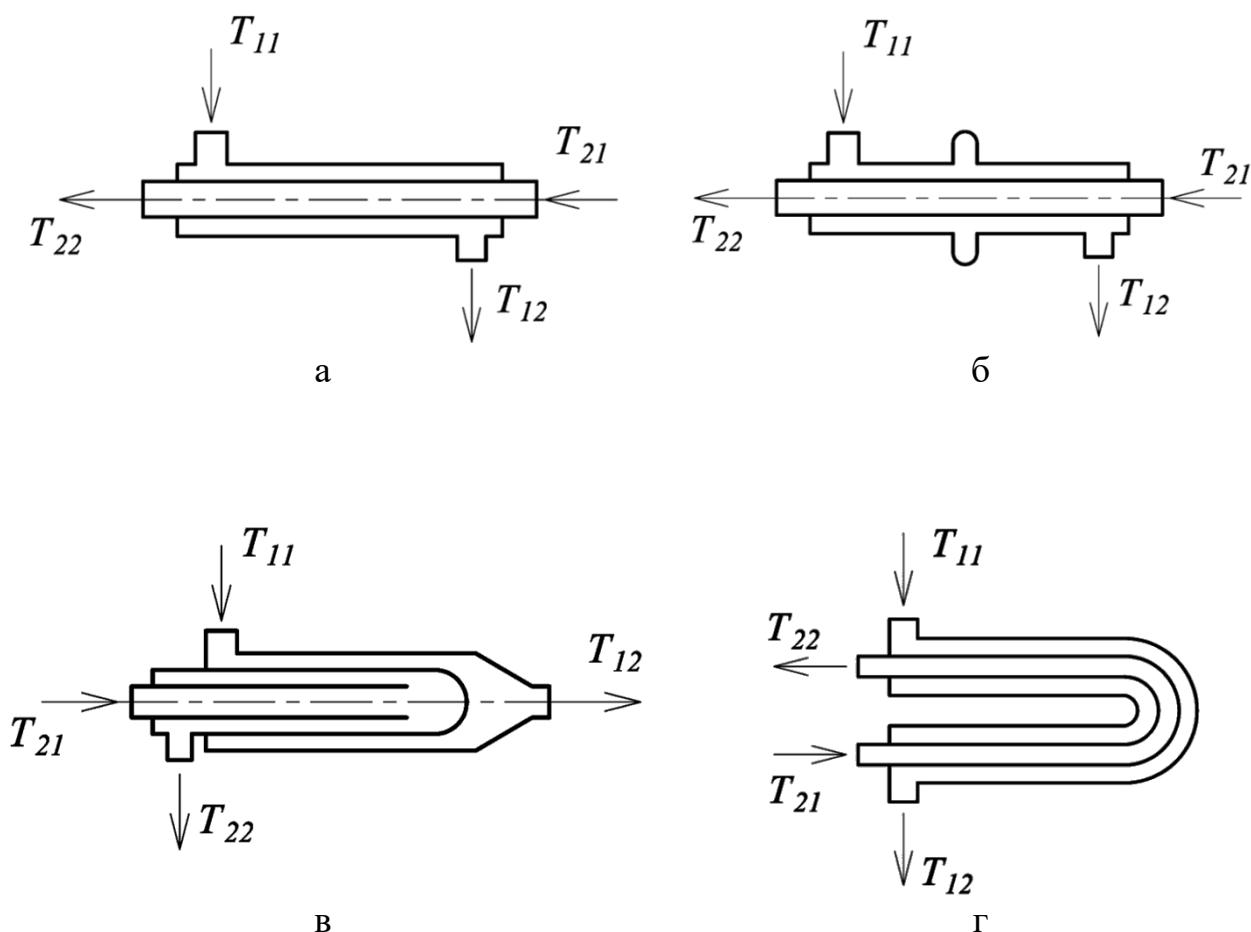


Рис. 4.1. Теплообменники «труба в трубе»:
а) прямотрубный с жесткими трубами;
б) прямотрубный с компенсацией удлинения гибким элементом;
в) с трубкой Фильда; г) U-образный

В теплообменниках типа «труба в трубе» поверхность теплообмена образуется внутренней трубой, в кожухотрубных – пучком внутренних греющих труб. Показанный на рис. 4.2 кожухотрубный теплообменник включает в себя внутренние греющие трубы 2, трубные доски 4 для крепления труб, корпус теплообменника (кожух) 3, раздаточную и сборную камеры 1 и 5 горячего теплоносителя, подводящий и отводящий патрубки холодного теплоносителя; T – температура теплоносителя. Первый подстрочный индекс 1 или 2 означает соответственно горячий и холодный теплоноситель, второй индекс 1 - вход, 2 - выход теплоносителя.

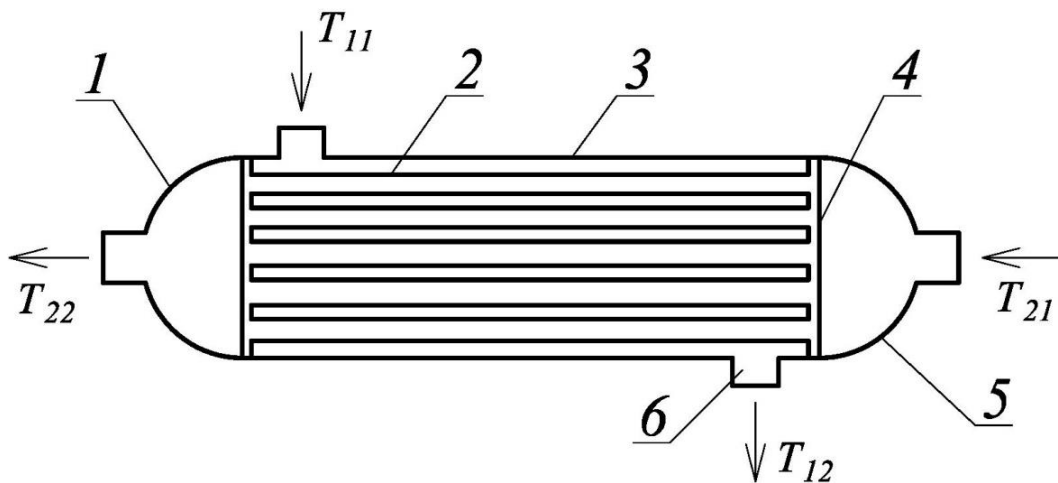


Рис. 4.2. Кожухотрубный теплообменник:

1 – сборная камера; 2 – внутренние трубы; 3 – корпус теплообменника;
4 – трубная доска; 5 – раздаточная камера; 6 – патрубок

Тепловые и гидравлические расчеты теплообменных аппаратов в зависимости от постановки задачи разделяют на проектные и проверочные. Проектные (конструктивные) расчеты выполняются при проектировании новых теплообменных аппаратов и имеют целью определение поверхности теплообмена и других геометрических и конструктивных параметров. В этом случае задаются обычно в качестве исходных данных следующие параметры: тепловая мощность (удельный тепловой поток); массовые расходы теплоносителей; удельные энтальпии (температуры) теплоносителей на входе и выходе теплообменного аппарата; давления теплоносителей и ограничения по гидравлическим сопротивлениям; рекомендации либо ограничения по габаритам и массе теплообменного аппарата. Проверочные расчеты выполняются для уже известной поверхности нагрева, когда необходимо определить тепловой поток (тепловую мощность) и конечные температуры теплоносителя.

Тепловой расчет теплообменных аппаратов сводится к совместному решению уравнений теплового баланса и теплопередачи на номинальном установившемся режиме.

Уравнение теплового баланса связывает тепловую мощность и изменение энтальпии теплоносителей:

$$N_T = G_1(i_{11} - i_{12}) = G_2(i_{22} - i_{21}), \quad (4.1)$$

где N_T – тепловая мощность теплообменного аппарата, кВт; G_1, G_2 – массовые расходы горячего и холодного теплоносителей, кг/с; i_{11}, i_{12} – удельные энтальпии горячего теплоносителя на входе и выходе, кДж/кг; i_{21}, i_{22} – удельные энтальпии холодного теплоносителя на входе и выходе, кДж/кг.

Уравнение теплопередачи служит для определения поверхности теплообмена F и записывается в виде

$$N_T = \kappa \cdot F \cdot \Delta T, \quad (4.2)$$

где k – коэффициент теплопередачи, кВт/(м²·град); F – площадь поверхности теплопередачи, м²; ΔT – средний температурный напор. Он зависит от температур и схемы движения теплоносителей.

При конструктивном расчете тепловая мощность задается, поэтому, как следует из приведенного уравнения, задача определения поверхности теплообмена сводится к вычислению коэффициента теплопередачи и среднего температурного напора.

Для прямоточных и противоточных схем теплообмена используется среднелогарифмический напор

$$\Delta T = \frac{\Delta T_{\delta} - \Delta T_{\text{м}}}{\ln \Delta T_{\delta} / \Delta T_{\text{м}}}, \quad (4.3)$$

где ΔT_{δ} – наибольшая разность температур горячего и холодного теплоносителей; $\Delta T_{\text{м}}$ – наименьшая разность температур горячего и холодного теплоносителей.

При небольшой разнице ΔT_{δ} и $\Delta T_{\text{м}}$, то есть если выполняется условие $\Delta T_{\delta} / \Delta T_{\text{м}} \leq 2$, средний температурный напор можно определять как среднеарифметический по формуле

$$\Delta T = \frac{1}{2}(\Delta T_{\delta} + \Delta T_{\text{м}}). \quad (4.4)$$

Коэффициент теплопередачи для поверхностей нагрева, образованных трубами, вычисляется по формуле

$$K = \frac{1}{\frac{1}{\alpha_1 d_1} + \frac{1}{2\lambda} \ln \frac{d_2}{d_1} + \frac{1}{\alpha_2 d_2}}, \quad (4.5)$$

где d_1 , d_2 – внутренний и наружный диаметр труб, м; α_1 , α_2 – коэффициенты теплоотдачи с внутренней и наружной стороны труб, кВт/(м·град); λ – коэффициент теплопроводности стенки, кВт/(м·град).

На практике часто встречаются трубы, толщина стенок которых мала по сравнению с диаметром. В этом случае при расчетах можно пользоваться упрощенной формулой, а именно формулой коэффициента теплопередачи для плоской стенки

$$K = \frac{1}{\frac{1}{\alpha_1} + \frac{\delta}{\lambda} + \frac{1}{\alpha_2}}, \quad (4.6)$$

где δ – толщина стенки (трубы), м. При отношении диаметров трубы $d_1/d_2 < 2$ погрешность расчета не превышает 4 %. Для большинства технических расчетов ошибка, не превышающая 4 %, вполне допустима. Обычно в инженерных расчетах, если $d_1/d_2 < 1,8$, пользуются формулой, определяющей коэффициент теплопередачи для плоской стенки.

Для определения коэффициентов теплоотдачи используются известные критериальные уравнения. Например, при течении в трубах и продольном омы-

вании пучка труб для расчета среднего коэффициента теплоотдачи при турбулентном режиме используется уравнение

$$Nu = 0,021 Re^{0,8} Pr^{0,43} \left(\frac{Pr}{Pr_{cm}} \right)^{0,25} Ee, \quad (4.7)$$

где Nu , Re , Pr – числа Нуссельта, Рейнольдса, Прандтля соответственно при средней температуре потока; Pr и Pr_{cm} – числа Прандтля при средней температуре потока и температуре стенки соответственно; Ee – коэффициент, учитывающий изменение коэффициента теплоотдачи по длине трубы (при $l/d > 50$ $Ee = 1$, при $l/d < 50$ $Ee < 1$ значение берется из справочников).

$$Nu = \frac{\alpha d}{\lambda}, Re = \frac{wd}{\nu}, Pr = \frac{\nu}{a},$$

где λ – коэффициент теплопроводности теплоносителя, кВт/(м·град); ν – его кинематическая вязкость, м²/с; w – скорость теплоносителя, м/с; α – коэффициент теплопроводности, м²/с; a – коэффициент температуропроводности, м²/с.

При течении теплоносителя в трубах в качестве определяющего (гидравлического) диаметра берут внутренний диаметр трубы, а для течения в межтрубном пространстве – эквивалентный диаметр:

$$d_{э\kappa\text{в}} = 4f / \Pi, \quad (4.8)$$

где f – суммарная площадь проходного сечения, м²; Π – длина полного смоченного периметра, м.

При поперечном обтекании пучков труб используется уравнение

$$Nu = c Re^n Pr^{0,33} \left(\frac{Pr}{Pr_{cm}} \right)^{0,25} E_i E_s, \quad (4.9)$$

где для шахматных пучков $c = 0,41$ и $n = 0,6$ и для коридорных $c = 0,26$, $n = 0,65$. За определяющий размер принимается внешний диаметр трубок пучка. Скорость теплоносителя подсчитывается по самому узкому поперечному сечению пучка. Определяющей температурой является средняя температура теплоносителя (исключение составляет Pr_{cm} , выбираемый по температуре стенки). Коэффициент E_i учитывает изменение теплоотдачи в начальных рядах труб, E_s – влияние шага и типа решетки.

Задачей гидравлического расчета теплообменного аппарата является определение гидравлических сопротивлений и затрат мощности на прокачку теплоносителя. Между теплопередачей и гидравлическим сопротивлением существует физическая и экономическая связь. Чем выше скорости теплоносителей, тем выше коэффициент теплопередачи и тем компактней теплообменник и, следовательно, меньше затраты на его изготовление. Но при увеличении скоростей растут гидравлические сопротивления и затраты энергии при его эксплуатации. Поэтому при проектировании теплообменных аппаратов всегда имеет место задача отыскания наивыгоднейших параметров теплообмена и гидравлического сопротивления.

Поскольку теплообмен и гидравлическое сопротивление связаны со скоростью движения теплоносителей, последняя должна выбираться в некоторых оптимальных пределах, определяемых, с одной стороны, стоимостью теплообменных поверхностей аппарата, а с другой – стоимостью затрачиваемой на прокачку энергии при эксплуатации теплообменного аппарата.

Потери давления при движении теплоносителя в аппарате определяются формулой

$$\Delta P = \sum \Delta P_{mp} + \sum \Delta P_{mc} + \sum \Delta P_{уск} + \sum \Delta P_c, \quad (4.10)$$

где $\sum \Delta P_{mp}$ – сумма сопротивления трения на всех участках поверхности теплообмена (каналов, пучков труб, стенок и др.); $\sum \Delta P_{mc}$ – сумма потерь давления в местных сопротивлениях; $\sum \Delta P_{уск}$ – сумма потерь давления, обусловленных ускорением потока; $\sum \Delta P_c$ – суммарная затрата давления на преодоление самотяги.

Так как механизм составляющих сопротивлений различен, то расчет их ведется раздельно.

Потери на трение для однофазного потока в трубах:

$$\Delta P_{mp} = \zeta \frac{L}{d} \rho \frac{w^2}{2} C_t, \quad (4.11)$$

где $\zeta = f(Re, \Delta)$ – коэффициент трения. При ламинарном течении $Re \leq 2000 \div 2300$; L – длина трубы, м; d – диаметр трубы, м; ρ – плотность теплоносителя, кг/м³; $C_t = (Pr_{cm})^{1/3}$ – температурный фактор, учитывающий влияние нагрева теплоносителя, w – скорость теплоносителя, м/с.

$$\zeta = \frac{64}{Re}. \quad (4.12)$$

При турбулентном течении в гидравлически гладких трубах

$$\left(\Delta = \frac{\delta_{ш}}{d} \langle \Delta_{пред} \approx \frac{15}{Re} \right)$$

$$\zeta = \frac{0,3164}{Re^{0,25}}. \quad (4.13)$$

где Δ – относительная шероховатость; $\delta_{ш}$ – абсолютная шероховатость (высота неровностей).

В шероховатых трубах ($\Delta > \Delta_{пред}$)

$$\zeta = 0,11 \left(\frac{\delta_{ш}}{d} + \frac{68}{Re} \right)^{0,25} \text{ при } Re \langle Re_{пред} = 120 \frac{d}{\delta_{ш}};$$

$$\zeta = \frac{1}{4 \left(lq3,7 \frac{d}{\delta_{ш}} \right)^2} \text{ при } Re \langle Re_{пред}, \quad (4.14)$$

Для углеродистых и легированных (перлитных) сталей $\delta_{ш} = 0,1$ мм и для аустенитных сталей $\delta_{ш} = 0,05$ мм.

Местные сопротивления обусловлены наличием в теплообменных аппаратах устройств, изменяющих направление движения или форму потока теплоносителя (повороты, сужения, расширения и пр.).

Местные сопротивления определяются по формуле

$$\Delta P_{mc} = \psi \frac{\rho w^2}{2}, \quad (4.15)$$

где ψ – коэффициент местного сопротивления, имеющий следующие значения: на входе в трубы из коллектора 0,5; на выходе из труб в коллектор 1,0; на входе в межтрубное пространство или на выходе из него 1,5; на повороте в V-образных каналах 0,5; на повороте в трубе на угол менее 20° равен нулю; $20 \div 60^\circ$ – 0,1; $60 \div 140^\circ$ – 0,2; более 140° – 0,3; при повороте на 180° через перегородку в межтрубном пространстве 1.

Для потока теплоносителя в пучках труб эквивалентный (гидравлический) диаметр определяется по формуле

$$d_g = \frac{(d_{\text{вк}}^2 - n d_n^2)}{(d_{\text{вк}} + n d_n)}, \quad (4.16)$$

где n – число труб в пучке; $d_{\text{вк}}$ – внутренний диаметр корпуса, м; d_n – наружный диаметр труб, м.

Гидравлическое сопротивление пучков труб при поперечном обтекании определяется главным образом местными сопротивлениями, так как сопротивление трения составляет ничтожно малую величину по сравнению с местными сопротивлениями. Поэтому полное сопротивление пучков труб определяют по формуле для местных сопротивлений, а коэффициент сопротивления ψ_n определяют по формулам:

шахматные пучки

$$\psi_n = (4 + 6,6 Z_2) Re^{-0,28} \text{ при } \frac{s_1}{d_n} < \frac{s_2}{d_n};$$

$$\psi_n = (5,4 + 3,4 Z_2) Re^{-0,28} \text{ при } \frac{s_1}{d_n} > \frac{s_2}{d_n};$$

коридорные пучки

$$\psi_n = (6 + 9 Z_2) Re^{-0,26} \left(\frac{s_1}{d_n} \right)^{-0,23},$$

где s_1 – шаг в поперечном направлении, м; s_2 – шаг в направлении потока, м; Z_2 – число рядов в направлении потока.

Потери давления, обусловленные ускорением потока вследствие изменения объема теплоносителя при постоянном сечении канала, могут быть определены по формуле

$$\Delta P_{VCK} = \rho_2 w_2^2 - \rho_1 w_1^2, \quad (4.17)$$

где w_1 , ρ_1 и w_2 , ρ_2 – скорость, м/с, и плотность, кг/м³, соответственно во входном и выходном сечениях потока. Для капельных жидкостей ΔP_{VCK} мало по сравне-

нию с общим сопротивлением потока и этим сопротивлением можно пренебречь.

Если теплообменный аппарат сообщается с окружающей средой, необходимо учитывать сопротивление самотяги.

$$\Delta P_c = \pm g(\rho - \rho_0)h, \quad (4.18)$$

где h – расстояние по вертикали между входом и выходом теплоносителя, м; ρ и ρ_0 – средние плотности теплоносителя и окружающего воздуха, кг/м³. Знак плюс берется при движении теплоносителя сверху-вниз, знак минус – при движении снизу-вверх.

Полные потери давления при перемещении теплоносителя в теплообменном аппарате определяют величину мощности на валу насоса или вентилятора:

$$N = \frac{V\Delta P}{\eta} = \frac{M\Delta P}{\rho\eta}, \quad (4.19)$$

где V – объемный расход жидкости, м³/с; M – массовый расход жидкости, кг/с; ΔP – полное сопротивление, кг/м³ (кПа); ρ – плотность жидкости (газа), кг/м³, η – КПД насоса или вентилятора.

Коррозией металла называется постепенное разрушение его под действием химических или электрохимических процессов между металлом и контактирующей с ним средой. Различают три основных вида коррозии – общую, межкристаллитную и коррозию под напряжением (коррозионное растрескивание).

В основе общей коррозии, которой подвержены как углеродистые, так и аустенитные стали, лежат электрохимические процессы. Скорость общей коррозии зависит от структуры и состояния, поверхности металла, агрессивности среды, температуры и скорости среды, величины деформации и напряжений в металле, радиационного облучения. Чем однороднее металл, тем меньше скорость коррозии, тем меньше возникает коррозионных пар, анодных и катодных участков. Скорость коррозии растет с увеличением шероховатости поверхности: защитная окисная пленка быстрее разрушается на выступах и впадинах. В этом случае существенный противокоррозионный эффект даст электрополировка поверхности. Наличие в металле напряжений как сжимающих, так и растягивающих увеличивает скорость общей коррозии.

Коррозионная агрессивность среды определяется наличием в ней примесей. Для воды такими примесями являются кислород, водородные ионы, углекислый газ, различные соли.

Общая коррозия интенсифицируется с увеличением температуры и скорости теплоносителя.

Радиационное облучение приводит к увеличению физико-химической неоднородности металла в результате разрыва химических связей и деформации кристаллической решетки, к изменению защитных свойств окисной пленки. Наибольшая скорость коррозии наблюдается в начальный период работы реактора, затем она уменьшается и через 20-30 суток становится постоянной. Для

уменьшения скорости коррозии в начальный период первый контур заполняют обескислороженной водой.

Межкристаллитная коррозия имеет место только в аустенитных сталях. Она происходит по границам зерен поверхности металла, контактирующего с агрессивной средой, имеет электрохимический характер: граница зерен – анод, остальная поверхность – катод. В результате обеднения хромом прилегающего к границам зерен твердого раствора возникают межкристаллитные трещины.

Межкристаллитная коррозия зависит от химического состава стали, режима термообработки, коррозионной агрессивности среды. Увеличение содержания углерода способствует образованию карбидов хрома, склонность к межкристаллитной коррозии увеличивается. Неблагоприятным является отпуск стали при температурах 875÷925 К. Росту межкристаллитной коррозии способствует увеличение в среде концентрации кислорода, хлорид-ионов и ионов водорода. Меры предотвращения межкристаллитной коррозии: уменьшение содержания углерода; продолжительный отпуск стали при температуре 1025-1175 К; уменьшение коррозионной активности среды.

Коррозионному растрескиванию подвержены аустенитные стали. В настоящее время обоснована эффективность следующих мероприятий по борьбе с коррозионным растрескиванием: повышение стабильности аустенита, что прежде всего достигается увеличением содержания никеля в стали; максимальное удаление из среды кислорода и хлорид-ионов; совершенствование конструкции и технологии с целью исключения деформаций и концентраторов напряжений.

4.2. Машинное оборудование

К машинному оборудованию ЯЭУ относят главным образом насосы и турбины. Работа насоса характеризуется объемной подачей Q , м³/с (л/мин); напором H , м; оборотами n , с⁻¹ (об/мин); параметрами рабочего тела на входе (температура и давление); плотностью рабочего тела ρ , кг/м³; мощностью N , Вт; коэффициентом полезного действия η .

В зависимости от назначения и параметров рабочего тела применяемые в атомной энергетике основные насосы получили название: циркуляционные, питательные и конденсатные. По своим конструктивным признакам (принципу работы) это так называемые лопаточные машины.

В каждом контуре для прокачки теплоносителя имеется свой главный циркуляционный насос (ГЦН). К ГЦН первого контура предъявляются повышенные требования: длительная надежная работа без какого-либо обслуживания, герметичность, возможность быстрого демонтажа и замены. В полностью герметизированном насосе собственно насос и электродвигатель смонтированы в общем корпусе. Применяемый для первого контура реактора ВВЭР-440 главный циркуляционный насос ГЦЭН-310 имеет параметры: подача 6500 м³/ч (1805 м/с); давление на входе 12,25 МПа; напор – 60 м.

Питательные насосы служат для подачи воды в парогенератор или в реактор в одноконтурных ЯЭУ. Они характеризуются относительно большим повышением давления и относительно малыми расходами (по сравнению с ГЦН). Например, питательный насос для ЯЭУ с РБМК-1000 имеет следующие характеристики: подача $1650 \text{ м}^3/\text{ч}$ (458 л/с); напор – 830 м.

Конденсатные насосы имеют подачу до $1600 \text{ м}^3/\text{ч}$ (445 л/с), напор $20 \div 200$ м, частота вращения $980 \div 2900$ об/мин.

Контрольные вопросы

1. Что называют теплообменными аппаратами?
2. Приведите классификацию теплообменных аппаратов по способу передачи теплоты.
3. Приведите уравнение для определения потери давления при движении теплоносителя в теплообменном аппарате.
4. Какие требования предъявляются к теплообменникам ядерных энергетических установок?
5. Приведите уравнение теплового баланса, связывающее тепловую мощность и изменение энтальпии теплоносителей.
6. Назовите основные виды насосного оборудования, применяемого в атомной энергетике.
7. Что называется коррозией металла?
8. Перечислите меры предотвращения межкристаллитной коррозии.
9. Какие насосы применяются для прокачки теплоносителя в контуре?

5. ВСПОМОГАТЕЛЬНЫЕ СИСТЕМЫ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

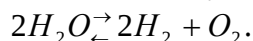
5.1. Системы водоподготовки

Работа ядерных энергетических установок (АСТ, АТЭЦ, АЭС) характеризуется значительными объемами потребляемой воды и требованиями к ее подготовке. Вода используется главным образом для заполнения и подпитки замкнутых контуров теплоносителя и для технического водоснабжения. Замкнутость контуров ЯЭУ является абсолютно обязательной. В первом контуре в результате реакторных излучений и различных физико-химических процессов теплоноситель становится радиоактивным.

Второй контур работает в условиях, свободных от радиации, однако наличие перепада давлений между первым и вторым контурами не исключает, хотя и незначительные, перетечки радиоактивного теплоносителя из первого контура во второй через ничтожные неплотности. Поэтому полная замкнутость обязательна и для второго контура.

Радиационная активность теплоносителя первого контура обусловлена, прежде всего, активацией примесей (растворенных в теплоносителе солей

натрия, кальция, магния и др.) и радиоллизом воды, а также осколочной активностью вследствие попадания продуктов деления ядерного топлива при работе с поврежденными ТВЭЛами. Радиоллизом водного теплоносителя называют процесс разложения воды под действием излучения:



Кроме водорода и кислорода при радиоллизе воды могут образовываться также H_2O_2 , H , OH и др. К вредным последствиям радиоллиза следует отнести также отрицательное влияние продуктов разложения воды на коррозионную стойкость материалов. Процессы радиоллиза усиленно подавляются увеличением концентрации водорода. С этой целью в воду вводят аммиак, в результате разложения которого создается необходимая концентрация водорода в водяном теплоносителе.



Процесс очистки водного теплоносителя осуществляется на так называемых установках химводоочистки: включает очистку воды от механических примесей в механических фильтрах (дробленый антрацит), удаление свободной кислоты в декарбонизаторах, ионную очистку в ионообменных фильтрах.

Система технического водоснабжения предназначена для отвода тепла от различных устройств (например, конденсаторов турбин АТЭЦ, газо- и маслоохладителей электрогенераторов и др.), обеспечения водой системы водоподготовки и различных санитарно-бытовых устройств. В системе технического водоснабжения применяют химически не очищенную воду, прошедшую лишь через фильтры грубой механической очистки и периодически хлорируемую для борьбы с микроорганизмами. Для целей технического водоснабжения применяют прямоточную, оборотную и смешанную системы.

При прямоточной системе холодная вода забирается непосредственно из водоема, в него же и сбрасывается нагретая вода. Обычно в качестве водоема используется река. Недостаток прямоточной системы - так называемое «тепловое загрязнение окружающей среды», то есть повышение температуры естественного водоема, что может вызвать нарушение экологического равновесия. При оборотной системе вода циркулирует по замкнутому контуру, охлаждение нагретой воды происходит в градирнях, брызгальных бассейнах или в прудах-охладителях.

5.2. Система вентиляции

Система вентиляции помещений ЯЭУ предназначена для удаления избыточной теплоты, влаги и радиоактивных аэрозолей. В основу проектирования системы вентиляции помещений ЯЭУ положен принцип раздельной вентиляции двух зон: свободного режима и строгого режима. К свободной зоне относятся те помещения, в которых исключено появление воздуха, загрязненного радиоактивными веществами. В зоне строгого режима (так называемой контролируемой зоне) возможно появление загрязненного воздуха и воздействие на персонал радиационных факторов.

Вентиляция помещений каждой зоны обеспечивается отдельными системами. В контролируемой зоне различают: обслуживаемые помещения, в которых при работающем реакторе возможно пребывание персонала в течение рабочего дня; полуслуживаемые помещения, в которых при работающем реакторе допускается кратковременное пребывание персонала; неслуживаемые помещения, в которых пребывание персонала не допускается.

Для вентиляции контролируемой зоны организуется ступенчатая система подачи воздуха, когда воздух последовательно направляют из более чистых помещений в более грязные. Ступенчатая система вентиляции позволяет уменьшить объем вентиляционного воздуха, обеспечить сохранение превышения давлений в «чистых» помещениях по сравнению с «грязными» и стабильность направления потоков воздуха.

Все приточные и вытяжные системы, обеспечивающие вентиляцию помещений контролируемой зоны, обязательно резервируются, причем во многих случаях предусматривается полное резервирование (всех систем). Санитарными правилами проектирования АЭС, АСТ предусмотрен воздухообмен в основных обслуживаемых помещениях не менее однократного в час. Воздух, удаляемый из неслуживаемых помещений вытяжными системами, очищается в аэрозольных (тканевых) и угольных фильтрах и выбрасывается через вентиляционную трубу.

Контрольные вопросы

1. Для каких контуров обязателен замкнутый цикл?
2. Что называется радиолизом водного теплоносителя?
3. Какие этапы включает процесс очистки водного теплоносителя?
4. Какие помещения относятся к свободной зоне?

6. ВЫБОР МЕСТА СТРОИТЕЛЬСТВА И ГЕНЕРАЛЬНЫЙ ПЛАН АСТ

Строительство АСТ наиболее целесообразно вблизи крупных городов, являющихся потребителями большого количества тепловой энергии для хозяйственно-бытовых и промышленных нужд. При выборе места АСТ следует руководствоваться получением минимума затрат средств и времени на сооружение станции и максимальных удобств, надежности и экономичности при ее эксплуатации.

Размещение АСТ проектируют на достаточно близком (10-20 км) расстоянии от города. Такое местоположение объясняется тем, что при удалении станции от города существенно увеличивается стоимость сооружения теплопровода, растут затраты мощности на прокачку горячей воды, увеличиваются тепловые потери при транспортировке. Однако близкое расположение станции обуславливает высокие требования по безопасности ее эксплуатации.

Обязательным мероприятием при проектировании АСТ является создание вокруг нее санитарно-защитной зоны. Санитарно-защитная зона служит для защиты окружающей среды, территории и населения от вредных воздействий станции. Размеры этой зоны устанавливаются и согласуются с органами Государственного санитарного надзора отдельно для каждой станции, исходя из мощности реактора, уровня и состава предполагаемого излучения, метеорологических условий и т.п. В санитарной зоне проживание населения запрещено.

АСТ должна располагаться с подветренной стороны согласно розе ветров по отношению к городу, участок станции должен хорошо продуваться. Безрельсовые пути должны иметь асфальтовые покрытия. Воздух и газы, удаляемые из производственных помещений, должны выбрасываться в атмосферу после тщательной очистки и выдержки через высокие вентиляционные трубы. На генеральном плане АСТ нанесены положения в плане, габариты и высота всех сооружений станции. Показаны производственные и складские площадки, автомобильные дороги, железнодорожные пути, каналы технического водоснабжения и коммуникации теплопроводов.

Примерная схема генерального плана АСТ показана на рис. 6.1.

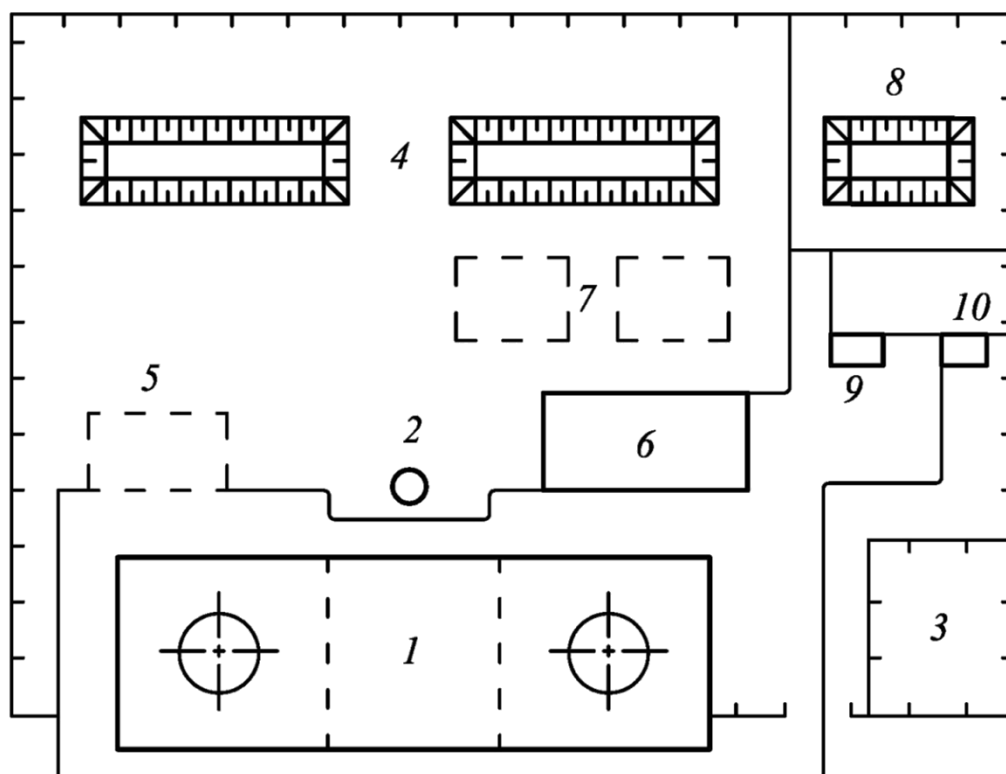


Рис. 6.1. Схема генерального плана атомной станции теплоснабжения:

- 1 – главный корпус; 2 – вентиляционная труба; 3 – подстанция; 4 – брызгальный бассейн;
- 5 – дизель-генераторная станция; 6 – компрессорная, гараж; 7 – резервуар технической воды;
- 8 – водонапорные сооружения; 9 – кислородно-ацетиленовая установка;
- 10 – насосная хозяйственно-бытовых стоков

Генеральный план разрабатывается в соответствии с требованиями строительных норм и правил, норм технологического проектирования тепловых станций и санитарных правил по проектированию атомных станций.

Все производственные объекты, здания и помещения в них разделяются, как уже было сказано, на зону строгого режима и зону свободного режима. При разработке генерального плана разделение на зоны является обязательным. Здания зоны строгого режима, в которых может произойти выделение радиоактивных газов и аэрозолей, располагают с подветренной стороны к зоне свободного режима (административный корпус, мастерские, столовая, здравпункт и т.д.). При разработке генерального плана АСТ должны быть найдены оптимальные решения по безопасности, удобству эксплуатации, затратам на сооружение станции. Для оценки генерального плана используются показатели: удельная площадь, ограниченная оградой, Га/100 МВт; коэффициент застройки – доля площади, занятой зданиями; коэффициент использования – доля площади, занятой зданиями и сооружениями.

Контрольные вопросы

1. Назовите основные факторы, которыми руководствуются при выборе места строительства атомных станций теплоснабжения.
2. На каком расстоянии от потребителя осуществляют строительство атомных станций теплоснабжения?
3. Где наблюдается наиболее целесообразное строительство атомных станций теплоснабжения?
4. Для чего служит санитарно-защитная зона вокруг атомных станций?
5. Где должна располагаться атомная станция теплоснабжения?
6. На какие зоны разделяются производственные объекты, здания и помещения атомных станций?
7. Приведите примерную схему генерального плана атомной станции теплоснабжения.

7. ТРЕБОВАНИЯ ПО БЕЗОПАСНОЙ РАБОТЕ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

В целях одинаковой оценки чрезвычайных ситуаций, связанных с аварийными радиационными выбросами в окружающую среду на атомных станциях и установках, была предложена международная шкала ядерных событий. Данная шкала применяется к любому не штатному событию, связанному с применением, перевозкой и хранением радиоактивных материалов и источников излучения. Международная шкала ядерных событий предусматривает восемь уровней и три области воздействия (табл. 7.1).

Таблица 7.1

Международная шкала ядерных событий

Уровень	Наименование события	Критерии оценки безопасности	Описание критериев оценки безопасности	Примеры событий
0	Событие с отклонением ниже шкалы	Население и окружающая среда	Отсутствует значимость с точки зрения безопасности	Множество событий
		Радиологические барьеры и контроль		
		Глубокоэшелонированная защита		
1	Аномальная ситуация	Население и окружающая среда	-	Множество событий
		Радиологические барьеры и контроль	-	
		Глубокоэшелонированная защита	Аномальная ситуация, выходящая за пределы допустимого	
2	Инцидент	Население и окружающая среда	-	Множество событий
		Радиологические барьеры и контроль	Значительное распространение радиации. Облучение персонала сверх нормы	
		Глубокоэшелонированная защита	Инцидент с серьезными отказами в средствах обеспечения безопасности	
3	Серьезный инцидент	Население и окружающая среда	Малый выброс. Облучение населения ниже допустимого предела	Пожар на АЭС Вандельос, Испания, 1989 г.
		Радиологические барьеры и контроль	Серьезное распространение радиации. Облучение персонала с серьезными последствиями	
		Глубокоэшелонированная защита	Аварию удалось предотвратить при использовании всех исправных систем безопасности	
4	Авария без значительного риска для окружающей среды	Население и окружающая среда	Минимальный выброс. Облучение населения в пределах допустимого	Авария на ядерном объекте Токаймура, Япония, 1999г. Авария на Сибирском химическом комбинате, 1993 г.
		Радиологические барьеры и контроль	Серьезное повреждение активной зоны и физических барьеров. Облучение персонала с летальным исходом	
		Глубокоэшелонированная защита	-	

Окончание табл. 7.1

Уровень	Наименование события	Критерии оценки безопасности	Описание критериев оценки безопасности	Примеры событий
5	Авария с риском для окружающей среды	Население и окружающая среда	Ограниченный выброс. Требуется частичное осуществление плановых мероприятий по восстановлению	Авария на АЭС Три-Майл-Айленд, США, 1979 г. Авария в Уиндскейле, Великобритания, 1957г.
		Радиологические барьеры и контроль	Тяжелое повреждение активной зоны и физических барьеров	
		Глубокоэшелонированная защита	-	
6	Серьезная авария	Население и окружающая среда	Значительный выброс (радиологический эквивалент более нескольких тысяч ТБк I-131): требуется полномасштабное осуществление плановых мероприятий по восстановлению	Авария на ПО «Маяк», СССР, 1957 г.
		Радиологические барьеры и контроль	-	
		Глубокоэшелонированная защита	-	
7	Крупная авария	Население и окружающая среда	Сильный выброс. Тяжелые последствия для здоровья населения и для окружающей среды	Авария на Чернобыльской АЭС, СССР, 1986г. Авария на АЭС Фукусима-1, Япония, 2011г.
		Радиологические барьеры и контроль	-	
		Глубокоэшелонированная защита	-	

Как отмечалось ранее, одной из главных задач, рассматриваемых при сооружении и эксплуатации ядерных реакторов, является обеспечение их безопасной работы. Особенно остро данная проблема возникает при условии близкого расположения потребителя энергии от атомных станций. Энерговыделение в ядерном реакторе, обусловленное цепной реакцией деления, практически не зависит от теплоотвода. Кроме того, цепная реакция весьма чувствительна к малейшим изменениям реактивности и при ее положительном значении может развиваться чрезвычайно быстро [16]. В процессе работы в реакторе накапливается значительное количество радиоактивных продуктов деления, активируются как теплоноситель, так и другие элементы, располагаемые в поле действия нейтронного излучения.

Основной объем радиации накапливается в продуктах деления и тепловыделяющих элементах. Все это при возникновении аварийных ситуаций может приве-

сти к радиоактивному загрязнению окружающей среды и выводу из строя оборудования на длительный срок (рис. 7.1). Для обеспечения ядерной безопасности необходимо, чтобы цепная реакция деления была контролируемой при любых эксплуатационных режимах, а эффективность средств управления должна быть достаточной для компенсации всех изменений реактивности. При этом должен быть установлен предел как по уровню энерговыделения, так и по скорости приращения цепной реакции.



Рис. 7.1. Авария на АЭС Фукусима-1 (Япония)

Независимость энерговыделения от теплоотвода и наоборот позволяет свести анализ возможных отклонений от нормального режима работы к двум характерным ситуациям: внезапному повышению мощности (энерговыделения) при неизменном теплоотводе и внезапному ухудшению теплоотвода при постоянной мощности [16].

Внезапное повышение мощности вследствие развития цепной реакции деления может произойти в результате возможных ошибок оператора или неисправности и дефектов в органах СУЗ. Причинами внезапного ухудшения теплоотвода могут быть отключение главных циркуляционных насосов, разгерметизация контура охлаждения с потерей теплоносителя и уменьшение проходного сечения для теплоносителя в параллельных каналах активной зоны. Для предотвращения аварийных ситуаций должны быть предусмотрены соответствующие противоаварийные средства. По назначению такие средства можно разделить на две группы: предупреждение и предотвращение аварии, а также локализация и уменьшение последствий [16].

Назначением противоаварийных средств является полное предотвращение аварии либо предотвращение ее развития. К противоаварийным средствам

относятся: система контроля нейтронно-физическими и теплотехническими параметрами; система контроля состояния материала и оборудования; резервные источники питания и т.д. Локализация и ограничение последствий аварий может быть достигнута как за счет удаления атомных станций от населенных пунктов, так и с помощью специальных технических средств, роль которых возрастает по мере увеличения мощности ядерных установок [16]. К таким средствам относятся: аварийные системы расхолаживания, защитные оболочки и системы снижения давления, системы улавливания радиоактивных газов, ловушка расплава и т.д. Системы локализации при этом рассчитываются обычно на максимально возможную аварию, определяемую для каждой конкретной установки.

Контрольные вопросы

1. Сколько уровней и областей воздействия предусматривает международная шкала ядерных событий?
2. Назовите аварии, относимые к седьмому уровню по шкале международных ядерных событий.
3. Назовите области воздействия, приведенные в международной шкале ядерных событий.
4. Назовите аварии, относимые к пятому уровню по шкале международных ядерных событий.
5. Где накапливается основной объем радиации?
6. К каким ситуациям сводится анализ возможных отклонений от нормального режима работы?
7. На какие группы разделяют противоаварийные средства?
8. Что относят к противоаварийным средствам?

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Спад уровня недоверия к ядерной энергетике после аварии на Чернобыльской атомной электростанции и повышение надежности современных конструкций ядерных реакторов способствовали изменению тенденции сокращения доли ядерной энергетике в общемировом балансе на ее увеличение. В процессе развития атомной энергетике было предложено большое количество различных тепловых схем ЯЭУ, однако именно на опыте разработки тепловых схем АЭС происходило дальнейшее совершенствование ядерных установок и теплосилового оборудования. В то же время зачастую более востребованной является тепловая энергия, что характерно для северных территорий. Так, например, помимо уже существующей АТЭЦ, расположенной в Чукотском автономном округе (Билибинская АЭС), планируется строительство АТЭЦ для

снабжения Архангельска и Северодвинска. Кроме того, ведутся разработки плавучей атомной теплоэлектростанции для северных территорий.

Из вышесказанного следует, что максимальная производительность тепловой энергии наблюдается на атомных теплоэлектроцентралях. Однако проработка проектов атомных теплоэлектроцентралей показывает, что стоимость транзитных тепловых сетей составляет примерно 15 % от стоимости станции, чего не наблюдается при строительстве атомных станций теплоснабжения вблизи от границ города. Кроме того, на станциях теплоснабжения наблюдается меньшее загрязнение окружающей среды вредными выбросами.

Повышение экономической эффективности атомных станций теплоснабжения возможно при их совместной работе с пиковыми котельными, располагаемыми в центре тепловых нагрузок. В то же время следует помнить, что близкое расположение станций от города определяет более высокие требования надежности работы станции. Для этого необходимо предусматривать пониженные температуры и давления теплоносителей, что снижает КПД станции.

Изложенные общие теоретические сведения устройства и принципа работы энергетического реактора, принципиальные тепловые схемы и состав ядерных энергетических установок АСТ и АТЭЦ будут полезны студентам для более полного изучения проблем теплоснабжения и ядерной энергетики.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. Туманов Е.Н. Плазменные и высокочастотные процессы получения и обработки материалов в ядерном топливном цикле / Е.Н. Туманов. – М.: Физматлит, 2003. – 760 с.
2. Росатом [Электронный ресурс] // rosatom. – Режим доступа: <http://www.rosatom.ru>.
3. Емельянов И.Я. Научно-технические основы управления ядерными реакторами / И.Я. Емельянов, А.И. Ефанов, Л.В. Константинов. – М.: Энергоиздат, 1981.
4. Росатом [Электронный ресурс] // wikipedia. – Режим доступа: <https://ru.wikipedia.org/wiki/%d0%a0%d0%be%d1%81%d0%b0%d1%82%d0%be%d0%bc>.
5. Емельянов И.Я. Конструирование ядерных реакторов / И.Я. Емельянов и др. – М.: Энергоиздат, 2012.
6. ВВЭР-1000 [Электронный ресурс] // wikipedia. – Режим доступа: <http://vilingstore.net/Interesnye-fakty-c15/korpus-reaktora-vver1000-i141524>.
7. Ганчев Б.Г. Ядерные энергетические установки / Б.Г. Ганчев, Л.Л. Калишевский, Р.С. Демешев. – М.: Атомэнергоиздат, 2013.
8. Атомные электростанции [Электронный ресурс] // physbook. – Режим доступа: http://www.physbook.ru/index.php/%d0%a4%d0%b0%d0%b9%d0%bb:img_reactor-002.jpg.

9. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций СП АЭС-79. – М.: Энергоиздат, 1981.
10. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций СП АЭС 2003. – М., 2003.
11. Ядерный реактор [Электронный ресурс] // lab-37. – Режим доступа: <http://lab-37.com/technologies/nuclear>.
12. Букринский А.М. Аварийные переходные процессы на АЭС с ВВЭР / А.М. Букринский. – М.: Энергоиздат, 2012. – 142 с.
13. Российское атомное сообщество [Электронный ресурс] // Atomic-energy. – Режим доступа: <http://www.atomic-energy.ru/news/2011/11/10/28452?page=3>.
14. Атомная энергетика [Электронный ресурс] // atom.belta. – Режим доступа: http://atom.belta.by/ru/belaes_ru/view/interaktivnaja-trexmernaja-model-proekt-a-aes-2006-predstavlena-v-minske-412/?_print=1.
15. АЭС «Бушер» [Электронный ресурс] // ues-co. – Режим доступа: <http://ues-co.ru/project/aes-busher>.
16. Viet Nam News [Электронный ресурс] // vietnamnews. – Режим доступа: <http://vietnamnews.vn/Industries/225208/forum-urges-energy-diversification.html>.
17. Tender floated for Rooppur nuke engineering survey [Электронный ресурс] // BdChronicle. – Режим доступа: <http://bdchronicle.com/detail/news/32/12488>.
18. Российское атомное сообщество [Электронный ресурс] // Atomic-Energy. – Режим доступа: <http://www.atomic-energy.ru/news/2013/11/19/45089?page=1464>.
19. АЭС Атуца [Электронный ресурс] // wikipedia. – Режим доступа: http://ru.wikipedia.org/wiki/%d0%90%d0%ad%d0%a1_%d0%90%d1%82%d1%83%d1%87%d0%b0.
20. АЭС Эмбальсе Атуца [Электронный ресурс] // wikipedia. – Режим доступа: https://ru.wikipedia.org/wiki/%d0%90%d0%ad%d0%a1_%d0%ad%d0%tbс%d0%b1%d0%b0%d0%bb%d1%8c%d1%81%d0%b5.
21. АЭС Тианж [Электронный ресурс] // wikipedia. – Режим доступа: http://ru.wikipedia.org/wiki/%d0%90%d0%ad%d0%a1_%d0%a2%d0%b8%d0%b0%d0%bd%d0%b6.
22. АЭС Торнесс [Электронный ресурс] // wikipedia. – Режим доступа: https://ru.wikipedia.org/wiki/%d0%90%d0%ad%d0%a1_%d0%a2%d0%be%d1%80%d0%bd%d0%b5%d1%81%d1%81.
23. АЭС Ви-Си Саммер [Электронный ресурс] // wikipedia. – Режим доступа: https://ru.wikipedia.org/wiki/%d0%90%d0%ad%d0%a1_%d0%92%d0%b8-%d0%a1%d0%b8_%d0%a1%d0%b0%d0%bc%d0%bc%d0%b5%d1%80.
24. Азаренков Н. А. Ядерная энергетика: учебное пособие / Н.А. Азаренков и др. – Харьков: ХНУ имени В. Н. Каразина, 2012. – 535 с.
25. Адамов Е.О. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК / Е.О. Адамов и др. – М.: ГУП НИКИЭТ, 2006.

26. Кесслер Г. Ядерная энергетика / Г. Кесслер. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 264 с.
27. Дементьев Б.А. Ядерные энергетические реакторы / Б.А. Дементьев. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 352 с.
28. Нигматулин И.Н. Ядерные энергетические установки / И.Н. Нигматулин, Б.И. Нигматулин. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 168 с.
29. Надыкто Б.А. Плутоний. Фундаментальные проблемы / Б.А. Надыкто. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2003. – 212 с.
30. Коллиер Д. Введение в ядерную энергетику / Д. Коллиер, Д. Хьюитт. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 253 с.
31. Румянцев Г.Я. Физика и динамика ядерных реакторов: учебное пособие / Г.Я. Румянцев, Г.И. Тошинский. – Обнинск: ИАТЭ, 2006. – 202 с.
32. Саркисов А.А. Основы теории и эксплуатации судовых ядерных реакторов / А.А. Саркисов, Л.Б. Гусев, Р.И. Калинин; под общ. ред. А.А. Саркисова. – Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. – М.: Наука, 2008. – 397 с.
33. Саркисов А.А. Физика переходных процессов в ядерных реакторах / А.А. Саркисов, В.Н. Пучков. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 232 с.
34. Ляшков В.И. Теоретические основы теплотехники: учебное пособие / В. И. Ляшков. – 2-е изд., стереотип. – М.: Машиностроение, 2005. – 260 с.
35. Цирельман Н.М. Прямые и обратные задачи тепломассопереноса / Н. М. Цирельман. – М.: Энергоатомиздат, 2005. – 392 с.
36. Цветков Ф.Ф. Тепломассообмен: учебное пособие для вузов / Ф.Ф. Цветков, Б.А. Григорьев. – 2-е изд., испр. и доп. – М.: Изд-во МЭИ, 2005. – 550 с.
37. Нащокин В.В. Техническая термодинамика и теплопередача: учебное пособие не энергетических специальностей вузов / В.В. Нащокин. – 2-е изд. Перераб. и доп. – М.: Высшая школа, 1975. – 496 с.
38. Гухман А.А. Применение теории подобия к исследованию процессов тепломассообмена. Процессы переноса в движущейся среде / А.А. Гухман. – Л.: ЛКИ, 2010. – 330 с.
39. Брюханов, О. М. Тепломассообмен: учебное пособие / О.М. Брюханов, С.Н. Шевченко. – М.: АСВ, 2005. – 461 с.
40. Гухман, А.А. Введение в теорию подобия / А.А. Гухман. – Л.: ЛКИ, 2010. – 296 с.
41. Саркисов А.А. Физические основы эксплуатации ядерных паропроизводящих установок / А.А. Саркисов, В.Н. Пучков. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 504 с.
42. Саркисов А.А. Нейтронно-физические процессы в быстрых реакторах с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями / А.А. Саркисов, В.Н. Пучков; под ред. А.А. Саркисова. – Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. – М.: Наука, 2011. – 168 с.

ОГЛАВЛЕНИЕ

Введение.....	3
1. Характерные особенности ядерных реакторов и требования к ним..	4
2. Конструкции основных типов ядерных энергетических реакторов..	14
2.1. Общая характеристика.....	14
2.2. Канальные водо-графитовые реакторы.....	16
2.3. Корпусные водо-водяные реакторы.....	18
2.4. Конструктивные особенности ВВРД.....	20
2.5. Активная зона реактора.....	23
2.6. Органы регулирования реактора.....	25
2.7. Теплофизика реакторов.....	26
3. Тепловые схемы ядерных энергетических установок.....	29
3.1. Принципиальные тепловые схемы ЯЭУ.....	29
3.2. Тепловая схема АТЭЦ.....	33
3.3. Тепловая схема АСТ.....	37
3.4. Пуск реактора и работа на энергетическом уровне мощности.....	39
4. Теплофикационное и машинное оборудование ядерных энергетических установок.....	41
4.1. Теплообменные аппараты.....	41
4.2. Машинное оборудование.....	49
5. Вспомогательные системы атомных станций.....	50
5.1. Системы водоподготовки.....	50
5.2. Система вентиляции.....	51
6. Выбор места строительства и генеральный план АСТ.....	52
7. Требования по безопасной работе ядерных реакторов.....	54
Заключение.....	58
Библиографический список.....	59

Учебное издание

АТОМНЫЕ СТАНЦИИ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ

Учебное пособие

Составители : Мелькумов Виктор Нарбенович,
Чуйкин Сергей Владимирович,
Колосов Александр Иванович,
Плаксина Елена Владимировна

Редактор Акритова Е.В.

Подписано в печать 1.07.2016 г. Формат 60х84 1/16. Уч.-изд. л. 3,9.

Усл.-печ. л. 4,0. Бумага писчая. Тираж 50 экз. Заказ № _____

Отпечатано: отдел оперативной полиграфии издательства
учебной литературы и учебно-методических пособий Воронежского ГАСУ
394006 Воронеж, ул. 20-летия Октября, 84