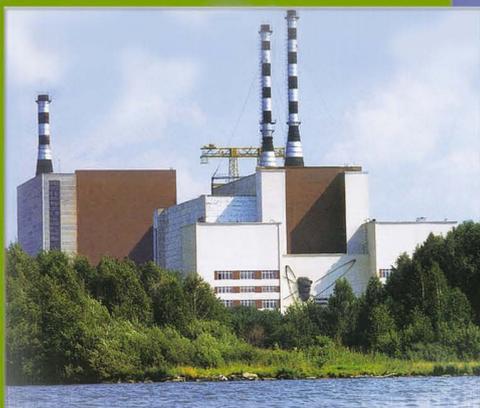
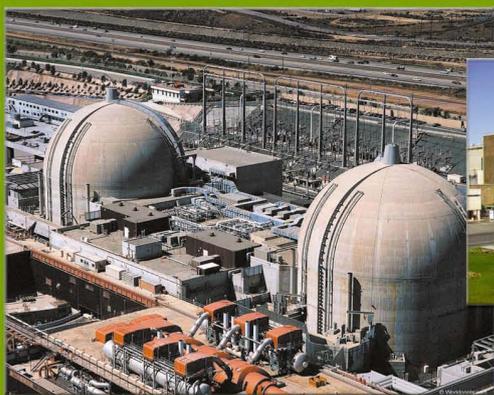


В.Б. Дубровский, П.А. Лавданский, И.А. Енговатов

СТРОИТЕЛЬСТВО АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ



**В.Б. Дубровский, П.А. Лавданский,
И.А. Енговатов**

СТРОИТЕЛЬСТВО АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

Допущено Министерством образования Российской Федерации в качестве учебника для студентов высших учебных заведений, обучающихся по специальности «Промышленное и гражданское строительство» направления подготовки дипломированных специалистов «Строительство»

Издание второе, исправленное и дополненное



Издательство Ассоциации строительных вузов
Москва, 2010

Рецензенты:

заведующий кафедрой радиационной физики, биофизики и экологии
Московского государственного инженерно-физического института МИФИ
(технический университет), доктор физико-математических наук,
профессор **В.А. Климанов**;
начальник лаборатории вывода из эксплуатации АС Российского научного
центра (РНЦ) «Курчатовский институт», доктор технических наук,
профессор **Б.К. Былкин**;
заместитель директора Центра СКМ НИИ энерготехнических сооружений,
кандидат технических наук **А.Ф. Миренков**.

Дубровский В.Б., Лавданский П.А., Енговатов И.А.

СТРОИТЕЛЬСТВО АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ: Учебник для вузов. –
М.: Издательство Ассоциации строительных вузов, 2010. – 368 с.

ISBN 978-5-93093-431-2

В 2006 г. вышел первый том третьего издания учебника «Строительство атомных электростанций». В этом томе основное внимание было уделено вопросам, касающимся технологий АС, и впервые рассмотрены строительные аспекты проблемы вывода из эксплуатации блоков АС, выработавших свой ресурс.

В настоящем учебнике (издание второе) отражены современные тенденции развития атомной энергетики, включая все стадии жизненного цикла АС: размещение, проектирование, сооружение, эксплуатация и вывод из эксплуатации.

Основное внимание уделено технологии, вопросам безопасности, проектированию радиационной защиты, объемно-планировочным и конструктивным решениям зданий первых поколений, новых и перспективных АЭС, АТЭЦ, АСТ, а также плавучих атомных станций (ПАС) и подземных атомных станций (ПАЭС).

Учебник предназначен для студентов вузов, обучающихся по специальности «Промышленное и гражданское строительство», и будет полезен студентам и аспирантам, специализирующимся в области атомной энергетики, специалистам эксплуатирующих и проектных организаций атомной промышленности.

ISBN 978-5-93093-431-2

© Издательство АСВ, 2010
© В.Б. Дубровский,
П.А. Лавданский,
И.А. Енговатов, 2010

ОГЛАВЛЕНИЕ

Предисловие	4
Введение	8
Глава I. Технология, оборудование и безопасность АС	17
1.1. Ядерные реакторы	17
1.2. Типы АС. Главное технологическое оборудование.....	32
1.3. Особенности инженерного оборудования	55
Глава II. Защитные экраны от излучения	69
2.1. Основы проектирования радиационной защиты.....	69
2.2. Методы расчета защиты	86
2.3. Объемно-планировочные решения защиты и нормирование ее качества	102
Глава III. Строительные материалы и конструкции защиты	116
3.1. Местные материалы	116
3.2. Эффективные материалы	124
3.3. Влияние облучения на свойства защитных материалов.....	130
3.4. Строительные конструкции защиты	150
3.5. Защитные оболочки.....	161
Глава IV. Объемно-планировочные и конструктивные решения зданий АС	164
4.1. Выбор площадок.....	164
4.2. Генеральные планы АС.....	177
4.3. Здания АС первых поколений.....	187
4.4. Здания АС нового поколения	224
Глава V. Вывод из эксплуатации (ВЭ) атомных электростанций (АС)	282
5.1. Проблема вывода из эксплуатации атомных электростанций.....	282
5.2. Концептуальные подходы и варианты вывода из эксплуатации АС	285
5.3. Источники излучения на выведенных из эксплуатации АС	297
5.4. Проектирование АС нового поколения с учетом стадии вывода из эксплуатации	309
5.5. Практический опыт вывода из эксплуатации АС в России и за рубежом	320
Приложение 1. Планы, разрезы и конструкции зданий	336
Приложение 2. Основные понятия, термины, определения и сокращения	348
Список литературы	357

ПРЕДИСЛОВИЕ

В 1954 г. в СССР в г. Обнинске была пущена первая в мире атомная электростанция мощностью 5 МВт, которая в течение 50 лет находилась в эксплуатации. С тех пор 1954 г. считается началом промышленного использования атомной энергии в мирных целях, в частности атомной энергетики.

В последующие годы атомная энергетика проходила различные этапы своего развития, которые характеризуются:

- бурным количественным ростом вводимых в эксплуатацию блоков АС с середины 50-х до середины 80-х гг.;
- резким замедлением темпов развития и количественного роста вводимых в строй мощностей с середины 80-х, связанным прежде всего с серьезными авариями на АС, в частности чернобыльская катастрофа;
- отрицательным отношением к атомной энергетике в мире;
- переосмыслением роли атомной энергетики для развития цивилизации;
- интенсивными разработками в области глобального повышения безопасности ядерных реакторов нового поколения;
- пониманием безальтернативности атомной энергетики по крайней мере в ближайшие 50 лет;
- новым витком развития атомной энергетики в промышленных и развивающихся странах (Россия, США, Великобритания, Китай, Индия, Иран и др.), который наблюдается в настоящее время.

По состоянию на 2006 г. в мире эксплуатируются 442 атомных энергоблока. В Российской Федерации на конец 2007 г. находились в эксплуатации на десяти АС 31 энергоблок. В их числе:

- АЭС с реакторами типа ВВЭР – 5 станций (17 блоков);
- АЭС с реакторами типа РБМК – 3 станции (11 блоков);
- АЭС с реакторами типа БН – 1 станция (3 блока);
- АЭС с реакторами типа ЭГП-6 – 1 станция (4 блока).

Общая электрическая мощность российских АЭС – около 22 МВт, что составляет около 16% общей выработки электроэнергии в стране.

Основные топливно-энергетические ресурсы России находятся в Сибири, а основной прирост потребности в электроэнергии наблюдается в европейской части страны. В этих условиях дефицит энергоресурсов в европейской части может быть покрыт за счет строительства АС. Стоимость производства электроэнергии на АС примерно одинакова для всех районов страны. Сопоставление экономических показателей производства электроэнергии на АС и ТЭС показывает, что производство электроэнергии на ядерном топливе экономически целесообразно во всех районах европейской части России. Каждые 1000 МВт электрической мощности на АС позволяют сохранить ежегодно 2,1 млн т условного топлива.

Для нормализации ситуации и снижения зависимости энергетики от роста цен на нефть и природный газ необходимо осуществлять масштабное развитие атомной энергетики, которая обладает еще одним преимуществом – удовлетворяет требованиям Киотского протокола.

Учитывая вышеизложенное, в 2006 г. в РФ была принята к реализации Федеральная целевая программа (ФЦП) «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года».

Существует представление, что действующие АС являются такими источниками загрязнения окружающей среды, которые в значительной степени превосходят тепловые электростанции (ТЭС). Проведенные и проводимые многолетние исследования показывают, что степень негативного воздействия ТЭС на окружающую среду гораздо больше, чем у АЭС, которые являются экологически чистыми объектами энергетики.

Важное значение в повышении эффективности строительства АС имеет совершенствование проектных решений. В настоящее время в РФ разработан проект типового энергоблока нового поколения с единичной электрической мощностью 1200 МВт. Основное отличие этого проекта – обеспечение повышенной безопасности, в частности, путем устройства двойной защитной железобетонной оболочки вокруг реакторного отделения и устройства ловушки расплава в подреакторном пространстве для локализации маловероятной запроектной аварии.

Новым направлением развития атомной энергетики является применение ядерных реакторов для централизованного энерго- и электротеплоснабжения: теплоэлектроцентралей (АТЭЦ) и атомных станций теплоснабжения (АСТ), а также использование реакторов для развития малой атомной энергетики.

Развитие малой атомной энергетики предполагается на базе ядерных реакторов средней и малой мощности, разработанных и успешно эксплуатирующихся на судовых ядерных установках – атомных ледоколах и атомных подводных лодках.

Обеспечение безопасности действующих АС – центральная задача атомной энергетики, которая решается выполнением долговременных мероприятий, предусмотренных в соответствующих планах реконструкции и модернизации.

Анализ состояния основного оборудования энергоблоков, в том числе реакторных установок, показал принципиальную возможность продления сроков их службы по крайней мере на 15–25 лет за счет проведения соответствующего комплекса работ для каждого энергоблока.

В настоящее время энергоблокам № 3, № 4 Нововоронежской АЭС, № 1, № 2 Кольской АЭС, № 1, № 2 Ленинградской АЭС, № 1, № 2 и № 3 Билибинской АЭС продлен проектный срок эксплуатации. Затраты на эти мероприятия во много раз меньше доходов от дополнительно вырабатываемой электроэнергии и заметно меньше затрат на сооружение новых энергоблоков.

Перспектива развития атомной энергетики неотделима от решения еще одной важной и специфичной задачи: вывод из эксплуатации ядерных энергетических установок. Вывод из эксплуатации является заключительным этапом жизненного цикла любой ядерной установки, в том числе энергоблоков АЭС.

При ВЭ блоков АЭС возникает специфическая проблема: радиоактивное загрязнение и активация (наведенная активность) части оборудования, строительных защитных конструкций, боксов и помещений – так называемая остаточная радиоактивность. Хотя таких радиоактивных систем и помещений на АС не более 20% от общего количества, именно эти 20% определяют принципиальное отличие ВЭ любого промышленного предприятия от АС.

Необходимо отметить, что развитие ядерной энергетики на современном этапе не в последнюю очередь определяется положительным решением трех задач:

1) создание блоков АС нового поколения (с реакторами повышенной безопасности), конструкция которых позволит уменьшить затраты и время их ВЭ;

2) наличие безопасных для населения и окружающей среды технологий обработки, транспортировки и захоронения радиоактивных отходов;

3) максимально безопасный для персонала, населения и окружающей среды процесс ВЭ АС после завершения срока службы.

Новый этап развития ядерной энергетики обуславливает рост потребности в инженерах соответствующей подготовки, которые должны обеспечить проектирование и строительство зданий и сооружений атомных электростанций. Это требует выпуска учебников и учебных пособий специально для студентов, готовящихся для работы в области проектирования, строительства и эксплуатации зданий и сооружений атомных электростанций.

Первое издание книги «Строительство атомных электростанций» выпущено в 1979 г. издательством «Энергия» в качестве учебного пособия для строительных специальностей вузов и факультетов. Второе издание вышло в 1987 г. в издательстве «Энергоатомиздат» как учебник для студентов высших учебных заведений, обучающихся по специальности «Промышленное и гражданское строительство».

В 2006 г. вышел первый том третьего издания учебника «Строительство атомных электростанций». В этом томе основное внимание было уделено вопросам, касающимся технологий АС, и впервые рассмотрены строительные аспекты проблемы вывода из эксплуатации блоков АС, выработавших свой ресурс.

В настоящем учебнике, существенно переработанном и дополненном в связи с введением более жестких норм по безопасности, рассмотрены следующие вопросы, связанные с проектированием и строительством зданий и сооружений АЭС, АТЭЦ, АСТ, а также плавучих атомных станций (ПАС).

Глава I учебника содержит материал о классификации, компоновочных и технологических решениях, принципиальных схемах и оборудовании АС. Рассмотрены устройство и принципы работы ядерных реакторов ВВЭР, РБМК и БН. Приведены схемы и принципы работы основного технологического оборудования, являющегося источником излучения и нагрузок на строительные конструкции, описаны системы спецвентиляции, спецканализации, методы хранения радиоактивных отходов.

В главе II рассматриваются основы методов расчета и проектирования биологической защиты, объемно-планировочные решения защитных экранов от излучений.

В главе III содержатся сведения о строительных материалах (местных и специальных), их защитных и других свойствах, радиационной стойкости, рассмотрены конструктивные решения экранов для защиты от ионизирующих излучений и т.п.

В главе IV отражены следующие вопросы:

- выбор площадки строительства;
- генеральные планы и инженерные изыскания;
- объемно-планировочные и конструктивные решения зданий АС первых поколений;
- объемно-планировочные и конструктивные решения зданий и сооружений АС нового поколения и перспективных АС.

В главе V детально рассмотрен комплекс вопросов, связанных с проблемой вывода из эксплуатации (ВЭ) АС, отработавших нормативный срок: концепция решения задачи, материалы и строительные конструкции, время и стоимость работ по ВЭ, радиоактивные отходы (РАО), радиоактивное загрязнение и наведенная активность, варианты ВЭ, проектирование АС с учетом ВЭ, российский и зарубежный опыт по выводу из эксплуатации

Учебник подготовлен коллективом преподавателей кафедры строительства ядерных установок Московского государственного строительного университета: доктором технических наук профессором В.Б. Дубровским – предисловие, глава III, приложение 2; доктором технических наук, профессором И.А. Енговатовым – введение, глава IV (4.4), глава V, приложение 2; доктором технических наук, профессором П.А. Лавданским – глава I, глава II, глава IV (4.1, 4.2, 4.4), доктором технических наук, профессором В.Н. Соловьевым – глава IV (4.3), приложение 1.

ВВЕДЕНИЕ

Развитие электроэнергетики страны в целом, а также одной из ее составляющих – атомной энергетики (АЭ) – на период до 2000 г. определялось Энергетической программой СССР. Намечалось довести к 1990 г. выработку на всех электростанциях страны до 1840–1880 млрд кВт·ч, а на атомных электростанциях (АС) – до 200–300 млрд кВт·ч. Однако политические события 1987–1991 гг. и последующий распад Советского Союза явились причиной спада промышленного производства, прекращения выполнения Энергетической программы СССР, развития электроэнергетики, в том числе атомной.

Становление современной российской государственности, экономики и в особенности рыночных отношений заняло значительный отрезок времени, что негативно отразилось на организационных, технических и экономических возможностях развития атомной энергетики.

На настоящем этапе перспективы развития атомной энергетики Российской Федерации определены:

Программой развития атомной энергетики Российской Федерации на 1998–2005 гг. и на период до 2010 г., утвержденной постановлением Правительства Российской Федерации от 21 июля 1998 г. № 815;

Стратегией развития атомной энергетики России на первую половину XXI в., одобренной Правительством Российской Федерации 25 мая 2000 г.;

Энергетической стратегией России на период до 2020 г., утвержденной распоряжением Правительства Российской Федерации от 28 августа 2003 г. № 1234-р;

подпрограммой «Безопасность и развитие атомной энергетики» федеральной целевой программы «Энергоэффективная экономика» на 2002–2005 гг. и на перспективу до 2010 г., утвержденной постановлением Правительства Российской Федерации от 17 ноября 2001 г. № 796.

В 2006 г. в РФ была принята к реализации новая федеральная целевая программа (ФЦП) «Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года».

Состояние и роль АЭС в топливно-энергетическом комплексе (ТЭК) страны. В Российской Федерации на конец 2007 г. находились в эксплуатации на десяти АС 31 энергоблок. В их числе:

АЭС с реакторами типа ВВЭР – 5 станций (15 блоков);

АЭС с реакторами типа РБМК – 3 станции (11 блоков);

АЭС с реакторами типа БН – 1 станция (1 блок);

АЭС с реакторами типа ЭГП-6 – 1 станция (4 блока).

Распределение действующих на АЭС реакторов по типам приведено в табл. В.1.

Существует ряд особенностей, характерных для АЭС СССР и России.

1. В СССР проектировался и строился головной энергоблок (с определенным типом реактора), который после промышленной проверки дорабатывался, модернизировался и тиражировался в серию энергоблоков в стране и за рубежом.

Распределение действующих на АЭС реакторов по типам

В работе	
Реакторы с водой под давлением	ВВЭР-1000 – 9 шт., ВВЭР-440 – 6 шт.
Канальные кипящие реакторы	РБМК-1000 – 11 шт., ЭГП-6 – 4 шт.
Реакторы на быстрых нейтронах	БН-600 – 1 шт.
Остановлены для подготовки к выводу из эксплуатации	
Канальные кипящие реакторы	АМБ-100 – 1 шт., АМБ-200 – 1 шт.
Реакторы с водой под давлением	ВВЭР-230 – 2 шт.

2. На российских АС используется несколько типов корпусных водородных и канальных водо-графитовых реакторов, а также реактор на быстрых нейтронах.

3. Все эксплуатируемые в России энергоблоки АС построены по проектам трех поколений – 60-х, 70-х и 80-х гг. и введены в эксплуатацию в период с 1964 по 2004 г.

4. К энергоблокам *первого поколения* относятся:

- 4 энергоблока Билибинской АТЭЦ (№ 1–4);
- 2 энергоблока Белоярской АЭС (№ 1–2);
- 2 энергоблока Кольской АЭС (№ 1–2);
- 2 энергоблока Курской АЭС (№ 1–2);
- 2 энергоблока Ленинградской АЭС (№ 1–2);
- 4 энергоблока Нововоронежской АЭС (№ 1–4).

Всего 16 энергоблоков. Все они разработаны и построены до выхода основных нормативных документов по безопасности в атомной энергетике.

5. К энергоблокам *второго поколения* относятся:

- 3 энергоблока Балаковской АЭС (№ 1–3);
- 1 энергоблок Белоярской АЭС (№ 3);
- 2 энергоблока Калининской АЭС (№ 1–2);
- 2 энергоблока Кольской АЭС (№ 3–4);
- 2 энергоблока Курской АЭС (№ 3–4);
- 2 энергоблока Ленинградской АЭС (№ 3–4);
- 1 энергоблок Нововоронежской АЭС (№ 5);
- 3 энергоблока Смоленской АЭС (№ 1–3).

Всего 16 энергоблоков. Все они разработаны и построены в соответствии с нормативными документами, отражающими подходы ОПБ-73, ОПБ-82, ПБЯ-04-74.

6. К энергоблокам *третьего поколения* относятся:

- 1 энергоблок Балаковской АЭС (№ 4);
- 1 энергоблок Калининской АЭС (№ 3);
- 1 энергоблок Ростовской АЭС (№ 1).

Всего 3 энергоблока. Все они разработаны, модифицированы и построены в соответствии с нормативными документами, отражающими подходы ОПБ-88.

7. В стадии строительства находятся 2 энергоблока на Курской АЭС (блок № 5) и Ростовской АЭС (блок № 2), которые можно отнести к блокам третьего поколения повышенной безопасности.

8. Российские АЭС многоблочные. Как правило, на одной площадке вводились с определенной периодичностью несколько однотипных энергоблоков. Исключение – Белоярская АЭС.

Производство электроэнергии на АС России составляет около 15%, в европейской части – 31%, а ее Северо-Западной зоне – уже 41%.

Энергоблоки АС с реакторами всех типов устойчиво работают в базовой части графика нагрузок, а Билибинская (АТЭЦ) работает в скользящем графике покрытия требуемых энергетических и тепловых нагрузок изолированного района – Чукотского автономного округа.

Обеспечение безопасности действующих АС – центральная задача атомной энергетики, которая решается выполнением долговременных мероприятий, предусмотренных в соответствующих планах реконструкции и модернизации.

Назначенный проектом (для блоков российских АС – 30 лет) срок службы 17 блоков АС закончился или близок к окончанию. Анализ состояния основного оборудования энергоблоков, в том числе реакторных установок, показал принципиальную возможность продления сроков их службы за счет проведения соответствующего комплекса работ для каждого энергоблока:

– для блоков АЭС с реакторами РБМК и ВВЭР первого поколения – на 15 лет;

– для блоков АЭС с реакторами РБМК второго поколения – на 15 лет и на 25 лет – для блоков АЭС с реакторами ВВЭР.

Перечень блоков АС, эксплуатируемых сверх назначенного проектом срока службы, представлен в табл. В.2.

Таблица В.2

Блоки АС, эксплуатируемые сверх назначенного проектом срока службы

Наименование атомной станции	Номер блока	Тип реактора	Мощность (электрическая), МВт	Дата пуска, год	Дата окончания назначенного срока службы, год	Дата окончания продленного срока службы, год
1	2	3	4	5	6	7
Нововоронежская	3	ВВЭР	440	1971	2001	2016
	4	ВВЭР	440	1972	2002	2017
Кольская	1	ВВЭР	440	1973	2003	2018
	2	ВВЭР	440	1974	2004	2019

1	2	3	4	5	6	7
Ленинградская	1	РБМК	1000	1973	2003	2018
	2	РБМК	1000	1975	2005	2020
	3	РБМК	1000	1975	2005	2024
Курская	1	РБМК	1000	1976	2006	2021
	2	РБМК	1000	1979	2009	2024
Билибинская	1	ЭГП	12	1974	2004	2019
	2	ЭГП	12	1974	2004	2019
	3	ЭГП	12	1975	2005	2020
	4	ЭГП	12	1976	2006	2021

В настоящее время энергоблокам № 3, № 4 Нововоронежской АЭС, № 1, № 2 Кольской АЭС, № 1, № 2 Ленинградской АЭС, № 1, № 2 и № 3 Билибинской АЭС продлен проектный срок эксплуатации. Затраты на эти мероприятия во много раз меньше доходов от дополнительно вырабатываемой электроэнергии и заметно меньше затрат на сооружение новых энергоблоков.

Главным гарантом надежного и безопасного обеспечения энергией потребителей РФ по-прежнему остается Единая энергетическая система (ЕЭС) России. На сегодняшний день она охватывает немногим более 30% территории страны, остальные 70% обеспечивают электроэнергией электростанции, работающие в автономном режиме, или локальные энергосистемы, такие как Камчатская, Магаданская и Сахалинская.

На территории страны, которую не охватывает ЕЭС, необходимо обеспечить развитие малой и возобновляемой энергетики.

Ежегодно для обеспечения завоза органического топлива и компенсации тарифов на электроэнергию в этих регионах бюджетом предусматриваются значительные средства в виде субсидий и субвенций.

В то же время практический опыт решения задачи энергоснабжения потребителей в таких регионах России продемонстрирован на примере почти 30-летней эксплуатации Билибинской атомной станции, полностью обеспечивающей теплом и электроэнергией г. Билибино Чукотского автономного округа.

В настоящее время в РФ и во многих странах мира наблюдается интерес к разработке и применению реакторных установок малой и средней мощности (РМСМ).

Согласно классификации МАГАТЭ реакторы средней мощности (РСМ) – это реакторы с эквивалентной электрической мощностью менее 700 МВт, а реакторы малой мощности (РММ) – это реакторы с эквивалентной электрической мощностью менее 300 МВт.

К 2006 г. разработано более 50 концепций и проектов инновационных РМСМ в рамках национальных или международных программ в Аргентине, Бразилии, Китае, Хорватии, Франции, Индии, Индонезии, Италии, Японии, Республике Корея, Литве, Марокко, Российской Федерации, Южной Африке, Турции, США и Вьетнаме.

Несмотря на большое разнообразие проектов по РМСМ, многие из них основаны на общих подходах к достижению высокой безопасности, экономичности и защищенности от распространения делящихся материалов.

Развитие атомной энергетики неотделимо от решения еще одной важной и специфичной задачи в данной области. Уже с середины 70-х гг. прошлого столетия, т.е. в период бурного развития атомной энергетики, возникла новая проблема – проблема вывода из эксплуатации ядерных энергетических установок. В 17 странах мира выведены или находятся на этапе ВЭ около 100 АС. В России энергоблоки № 1, № 2 Нововоронежской АЭС и № 1, № 2 Белоярской АЭС находятся на подготовительном этапе к выводу из эксплуатации.

Жизненный цикл АС включает следующие этапы: 1 – проектирование и строительство, 2 – эксплуатацию, 3 – вывод из эксплуатации. Эксплуатационный период АС, как правило, составляет 30–40 лет. К концу проектного срока службы АС должна быть переведена в ядерно-безопасное состояние, под которым понимается прежде всего удаление ядерного топлива с объекта, и выведена из эксплуатации.

При ВЭ блоков АС возникает специфическая проблема: радиоактивное загрязнение и активация (наведенная активность) части оборудования, строительных защитных конструкций, боксов и помещений – так называемая остаточная радиоактивность. Хотя таких радиоактивных систем и помещений на АС не более 20% от общего количества, именно эти 20% определяют принципиальное отличие ВЭ любого промышленного предприятия от АС.

Таким образом, проблема вывода из эксплуатации АС имеет общемировое значение и требует объединения усилий ученых и инженеров, специализирующихся в области проектирования, строительства, эксплуатации и вывода из эксплуатации объектов атомной энергетики.

Каждая страна самостоятельно определяет стратегию вывода из эксплуатации блоков АЭС исходя из национальных особенностей и специфики. В то же время перед всеми странами стоят схожие задачи, требующие в том числе и совместных решений.

Как для зарубежных стран, так и для России существуют одни и те же отрицательные факторы:

- отсутствие в достаточном объеме финансирования;
- отсутствие или недостаточность мест хранения и захоронения РАО;
- наличие в стране блоков АС практически со всеми типами реакторов, используемых в мире;
- большое количество так называемых установок первого поколения;
- частичная потеря проектной и рабочей документации для установок первого поколения;
- наличие на площадке нескольких блоков, в том числе с реакторами различных типов.

В заключение рассмотрим основные положения последней по срокам утверждения Федеральной целевой программы (ФЦП) **«Развитие атомного энергопромышленного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года»**.

Разработка Программы обусловлена необходимостью решения следующих задач:

достижение стабильности производства электроэнергии на условиях, не связанных с динамикой мировых цен на топливо, в интересах сохранения макроэкономической стабильности и энергетической безопасности;

замещение углеводородов как ценного химического сырья и стратегического экспортного товара в топливном балансе страны;

снижение техногенной нагрузки на окружающую среду путем сокращения выбросов парниковых газов, что способствует реализации положений Киотского протокола;

ввод новых энергоблоков атомных электростанций, обеспечивающий выпуск серийной продукции организаций атомного энергопромышленного комплекса России;

укрепление позиций атомного энергопромышленного комплекса России на мировых рынках;

обеспечение развития научной и производственной базы для текущего функционирования атомного энергопромышленного комплекса и создания потенциала для обеспечения ядерной, радиационной и экологической безопасности.

Основными целями Программы являются надежное и конкурентоспособное снабжение потребителей тепловой и электрической энергией, обеспечение безопасной эксплуатации действующих АС, создание АС нового поколения повышенной безопасности, надежное обеспечение атомных станций топливом, подготовка к созданию замкнутого топливного цикла и сжиганию долгоживущих радиоактивных продуктов отработанного топлива, разработка качественно новых перспективных энергоблоков на принципах естественной безопасности и создание условий для перехода к крупномасштабному развитию атомной энергетики.

В области обеспечения безопасности АС Программой предусматриваются:

- модернизация и создание современных систем и оборудования для обеспечения безопасной и надежной эксплуатации действующих АС;
- обеспечение эксплуатации и развития исследовательских реакторов и экспериментальной базы при проведении работ в обоснование безопасности действующих и вновь проектируемых АС;
- совершенствование обращения с радиоактивными отходами на АС и площадках исследовательских реакторов;
- создание комплекса теплофизических стендов для обоснования безопасности действующих и вновь проектируемых АС;
- научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по обоснованию безопасности АС с реакторами нового поколения, в том числе анализ маловероятных тяжелых аварий.

В области технического перевооружения и реконструкции действующих АС необходимо продолжить реализацию мероприятий, направленных

на повышение безопасности энергоблоков действующих АС и продление их срока службы, а также по выводу из эксплуатации энергоблоков АС, выработавших свой ресурс.

В области завершения строительства АС предусматривается:

- завершение начатого и расконсервированного строительства 3-го энергоблока Калининской АС, 5-го энергоблока Курской АС, 1-го и 2-го энергоблоков Ростовской АС, Воронежской АСТ, продолжение строительства Южно-Уральской АС с реактором БН-800;

- формирование объективного общественного мнения по проблемам атомной энергетики на основе экономически и экологически обоснованной политики ее развития;

- разработка и внедрение критериев экономического стимулирования регионов, в которых размещены АС, а также населения, проживающего в непосредственной близости от АС.

В области строительства новых АС предполагается:

- разработка проектов перспективных атомных станций на основе новых технологий повышенной безопасности;

- строительство энергоблоков АС нового поколения повышенной безопасности с реакторами ВВЭР-1000–1500 на площадках Северо-Западного научно-промышленного центра (г. Сосновый Бор), Кольской АС-2, а также Нововоронежской АС-2;

- разработка технико-экономических обоснований строительства АС для замещения выбывающих мощностей на Курской АС, Смоленской АС, Ленинградской АС, а также строительства на новых площадках;

- строительство объектов малой энергетики в Чукотском автономном округе (г. Певек) и в Приморском крае;

- оказание технического содействия при сооружении АС за рубежом.

Развитие атомной энергетики будет способствовать:

- обеспечению энергетической составляющей национальной безопасности Российской Федерации за счет экономии органического топлива, снижения техногенного воздействия на окружающую среду, обеспечения конкурентоспособности российских АС на внутреннем и международных рынках;

- обеспечению энергоснабжения энергодефицитных отдаленных и труднодоступных районов страны;

- сохранению научного и производственного потенциала ядерно-энергетического комплекса и производственных мощностей атомного энергетического машиностроения, приборостроения и строительных мощностей;

- решению экологических проблем техногенного воздействия энергетических технологий на окружающую среду и здоровье человека;

- расширению возможностей передачи энергетических технологий на базе АС нового поколения за рубеж, а также экспорта электроэнергии от АС;

- обеспечению формирования объективного общественного мнения на основе аргументированной и сформулированной политики развития атомной энергетики для решения стратегических задач энергетической безопасности Российской Федерации и перехода к крупномасштабному развитию атомной энергетики;

- созданию правовой базы для безопасного и экономического развития атомной энергетики;

- поддержанию рациональной тарифной политики на федеральном (общероссийском) оптовом рынке электрической энергии (мощности).

Наиболее перспективными регионами размещения АС по технико-экономическим показателям являются районы европейской части России (особенно Северо-Запад, Центр и Северный Кавказ) и Дальнего Востока.

Для достижения указанных целей Программы необходимо решить **следующий комплекс задач:**

- развитие мощностей атомных электростанций, включая достройку энергоблоков высокой степени готовности и продление сроков эксплуатации действующих энергоблоков атомных электростанций, строительство и ввод в эксплуатацию новых энергоблоков атомных электростанций;

- развитие и реконструкция производственных мощностей организаций ядерного топливного цикла;

- развитие мощностей по обращению с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами на атомных электростанциях и подготовка к выводу из эксплуатации энергоблоков атомных электростанций;

- переход к инновационным технологиям развития атомной энергетики.

Одной из ключевых задач развития атомного энергопромышленного комплекса является масштабный ввод новых типовых серийных энергоблоков атомных электростанций, что обеспечит восстановление и объединение организаций отечественного энергетического машиностроения и приведет к повышению эффективности деятельности организаций ядерного топливного цикла на внутреннем рынке.

Сроки и этапы реализации Программы: Программа рассчитана на 2007–2015 гг., ее реализация осуществляется в два этапа:

- первый этап – 2007–2010 гг.;

- второй этап – 2011–2015 гг.

На первом этапе реализации Программы проводится модернизация действующих энергоблоков атомных электростанций с целью продления сроков эксплуатации, завершается строительство энергоблоков атомных электростанций высокой степени готовности, осуществляется строительство новых атомных электростанций на базе оптимизированного энергоблока с реакторной установкой типа ВВЭР, создаются условия для перехода к инновационному развитию атомной энергетики, реализуются мероприятия для развития атомного энергетического машиностроения с целью обеспечения готовности к масштабному серийному строительству атомных электростанций с реакторной установкой типа ВВЭР, осуществляется совершенствование нормативной правовой базы в целях регулирования отношений в

области использования атомной энергии, начинается строительство по российским технологиям первого типового серийного энергоблока атомной электростанции за пределами территории Российской Федерации.

На втором этапе реализации Программы осуществляется строительство ежегодно 2 новых типовых серийных энергоблоков атомных электростанций общей установленной электрической мощностью не менее 2 ГВт, создаются инновационные промышленные технологии ядерного топливного цикла с реакторными установками на быстрых нейтронах и инновационные технологии переработки отработавшего ядерного топлива, завершается оптимизация состава и организационно-правовой структуры организаций атомного энергопромышленного комплекса, направленная на консолидацию их инвестиционного потенциала и создание благоприятных условий для привлечения инвестиций, укрепляются позиции Российской Федерации на мировых рынках продукции (работ, услуг) организаций атомного энергопромышленного комплекса, обеспечивается их конкурентоспособность в условиях интеграции в мировую экономику, осуществляется ввод в эксплуатацию первого типового серийного энергоблока атомной электростанции, начинается строительство второго типового серийного энергоблока атомной электростанции за пределами территории Российской Федерации.

Ожидаемые конечные результаты реализации Программы и показатели социально-экономической эффективности: ввод в эксплуатацию 10 новых энергоблоков атомных электростанций общей установленной мощностью не менее 9,8 ГВт; общая установленная мощность атомных электростанций составит 33 ГВт; доля электроэнергии, производимой атомными электростанциями, составит 18,6% общего объема производства электроэнергии в Российской Федерации;

снижение эксплуатационных расходов организаций, эксплуатирующих атомные станции, из расчета на 1 кВт·ч составит 80% к уровню 2006 г. (в ценах 2006 г.); сокращение удельных капитальных вложений на 1 кВт вводимой мощности при строительстве энергоблоков атомных электростанций составит 90% к уровню 2007 г. (в ценах 2007 г.).

ГЛАВА I

ТЕХНОЛОГИЯ, ОБОРУДОВАНИЕ И БЕЗОПАСНОСТЬ АС

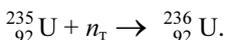
1.1. Ядерные реакторы

Некоторые сведения из физики ядерных реакторов. Современная атомная энергетика основана на использовании энергии, выделяющейся при делении ядер урана-235 (${}^{235}_{92}\text{U}$), существующего в природе, а также искусственно получаемых делящихся веществ плутония-239 (${}^{239}_{94}\text{Pu}$) и урана-233 (${}^{233}_{92}\text{U}$). Деление этих ядер возможно при определенных условиях, что требует создания комплекса приспособлений для осуществления реакции деления ядерного реактора.

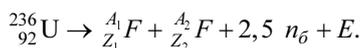
Тепловая энергия, выделяющаяся при делении ядер, отводится из ядерного реактора прокачкой через него жидкого или газообразного теплоносителя. Эта энергия может быть преобразована в электрическую путем получения пара, предназначенного для вращения турбоагрегатов, а также использована для подогрева воды для бытовых, промышленных нужд или непосредственно в энергоемких процессах, например в химической или металлургической промышленности.

Рассмотрим реакцию деления на примере ${}^{235}_{92}\text{U}$.

Деление ядер ${}^{235}_{92}\text{U}$ наиболее вероятно при поглощении низкоэнергетических (тепловых) нейтронов. При поглощении ядром теплового нейтрона n_T образуется ядро ${}^{236}_{92}\text{U}$ в возбужденном состоянии:



Примерно с 85%-ной вероятностью произойдет деление этого ядра на два осколка ${}^{A_1}_{Z_1}\text{F}$ и ${}^{A_2}_{Z_2}\text{F}$ с испусканием двух или трех быстрых нейтронов n_6 и выделением энергии E :



Осколки деления представляют собой радиоактивные ядра химических элементов средней части таблицы Менделеева. Нейтроны, образовавшиеся при делении, подразделяются на мгновенные (~99 %), испускаемые в момент деления, и запаздывающие (~ 1 %), испускаемые при распаде осколков деления. Средняя энергия запаздывающих нейтронов составляет примерно $0,8 \cdot 10^{-13}$ Дж (0,5 МэВ), мгновенных $3,2 \cdot 10^{-13}$ Дж (2 МэВ). Чтобы обеспечить самоподдерживающуюся реакцию, необходимо уменьшить энергию обра-

зовавшихся быстрых нейтронов, т.е. замедлить их, что возможно при столкновении нейтронов с ядрами легких элементов, например водорода или графита.

Самоподдерживающаяся реакция деления может происходить только при определенных размерах (объеме) реактора, когда утечка нейтронов уравнивается их образованием в процессе деления. Такие размеры (объем) называются критическими, а масса ядерного топлива, заполняющего активную зону при критических размерах, – критической. Если размеры реакторов меньше критических, они называются подкритическими, а если больше, то надкритическими.

Чтобы уменьшить утечку нейтронов, активную зону реакторов окружают материалами, хорошо рассеивающими нейтроны, – так называемыми отражателями нейтронов. При наличии отражателя увеличивается количество нейтронов в активной зоне реактора, участвующих в процессе деления, и, следовательно, уменьшаются критические размеры реактора. Кроме того, отражатель обеспечивает некоторое выравнивание плотности потока нейтронов по объему активной зоны и, следовательно, более равномерное выгорание горючего в процессе эксплуатации. Последнее обстоятельство является важным для реакторов атомных электростанций, так как позволяет увеличить время между перегрузками топлива, сопровождающимися остановками реактора и перерывами в энергообеспечении.

Полная энергия, выделяющаяся при делении одного ядра урана, составляет $3,2 \cdot 10^{-11}$ Дж (200 МэВ), а тепловая энергия, выделяющаяся при делении 1 г урана, составляет $7,79 \cdot 10^{10}$ Дж, что соответствует сжиганию 2660 кг угля в условном исчислении.

Следует различать электрическую и тепловую мощность АС. Электрическая мощность определяется мощностью турбоагрегатов, тепловая – загрузкой топлива и конструктивным решением реактора.

Тепловая мощность реактора N_p с горючим из ${}_{92}^{235}\text{U}$ может быть определена из выражения

$$N_p = 3,0 \cdot 10^{-11} \Phi \rho \sigma V,$$

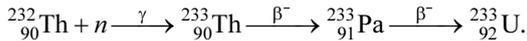
где $3,0 \cdot 10^{-11}$ Дж (190 МэВ) – тепловая энергия, выделяющаяся при делении одного ядра ${}_{92}^{235}\text{U}$ под действием теплового нейтрона; Φ – средняя плотность потока тепловых нейтронов в реакторе; ρ – число ядер делящегося вещества в единице объема активной зоны; V – объем активной зоны реактора; σ – микроскопическое сечение деления (для урана-235 можно принять $585 \cdot 10^{-24}$ см²).

Природный уран состоит в основном из двух изотопов: ${}_{92}^{235}\text{U}$ и ${}_{92}^{238}\text{U}$, содержание которых в естественной смеси соответственно составляет при-

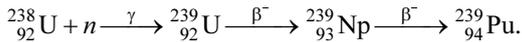
мерно 0,7 и 99,3 % по массе. Если содержание изотопа $^{235}_{92}\text{U}$ в уране искусственно увеличено, такой уран называется обогащенным.

При облучении нейтронами $^{238}_{92}\text{U}$ и $^{232}_{90}\text{Th}$ в результате следующих цепочек радиоактивных превращений могут быть получены новые делящиеся вещества $^{233}_{92}\text{U}$ $^{239}_{94}\text{Pu}$.

Ториевый цикл:



Плутониевый цикл:



Конечные продукты этих реакций, как и уран-235, могут быть использованы в качестве ядерного горючего.

Радиоактивные ядра, образующиеся в реакторе, распадаются с испусканием излучений: альфа-частиц, имеющих заряд $Z = + 2$ и массовое число $A = 4$; они состоят из двух нейтронов и двух протонов и представляют собой ядра гелия; бета-частиц, имеющих единичный отрицательный заряд, равный заряду электрона и его массе; гамма-частиц, являющихся электромагнитными колебаниями с малой длиной волны или потоком фотонов.

Основные элементы ядерных реакторов. Реакторы классифицируются в зависимости от назначения, вида и физического состояния горючего, замедлителя, теплоносителя и имеют свои особенности. Однако принципиальные схемы устройства всех реакторов во многом одинаковы. Любой ядерный реактор состоит из нескольких зон, имеющих свое назначение. В активной зоне происходит деление ядер горючего. Отбор теплоты, выделяющейся при делении, осуществляется путем циркуляции теплоносителя через активную зону.

Изменение количества делений в активной зоне (а следовательно, мощности реактора) производится с помощью регулирующих стержневой системы управления и защиты реактора (СУЗ), выполненных из материалов, хорошо поглощающих нейтроны. Активная зона, окруженная отражателем нейтронов, помещается в корпус реактора. Корпус реактора защищен бетонной биологической защитой, обеспечивающей снижение потоков излучений до допустимого уровня. Между корпусом и биологической защитой устраивается слой радиационно-тепловой защиты, предназначенной для восприятия радиационных тепловыделений и предохранения бетонной биологической защиты от радиационных повреждений.

• **Ядерное горючее и тепловыделяющие элементы.** В качестве ядерного горючего в активной зоне, как уже говори-

лось, могут быть использованы уран-235, уран-233, плутоний-239. Деление ядер горючего может происходить под действием тепловых или быстрых нейтронов. В зависимости от энергии нейтронов, под действием которых происходит деление горючего, реакторы подразделяются на реакторы на тепловых и быстрых нейтронах.

В реакторах на тепловых нейтронах [средняя энергия нейтронов, вызывающих деление, менее $1,6 \times 10^{-19}$ Дж (1 эВ)] в качестве горючего в основном применяют обогащенный уран.

В реакторах на быстрых нейтронах (средняя энергия нейтронов, вызывающих деление, составляет несколько сот кэВ) в качестве горючего можно применять высокообогащенный уран и плутоний.

Ядерное топливо может быть использовано в твердом или жидком виде. В зависимости от этого реакторы подразделяются соответственно на гетерогенные и гомогенные. В гетерогенных реакторах твердое топливо помещено в оболочку, предохраняющую его от взаимодействия с теплоносителем и локализирующую осколки деления. В гомогенных реакторах топливо равномерно перемешано с теплоносителем (и замедлителем, если это реактор на тепловых нейтронах).

Горючее, помещенное в предохранительную герметичную оболочку, называют тепловыделяющими элементами (ТВЭлами). Конструктивно ТВЭлы (рис. 1.1) могут быть выполнены стержневыми (а), пластинчатыми (б), гофрированными (в), трубчатыми (г), шаровыми (д), перфорированными (е). Чаще всего используются стержневые ТВЭлы.

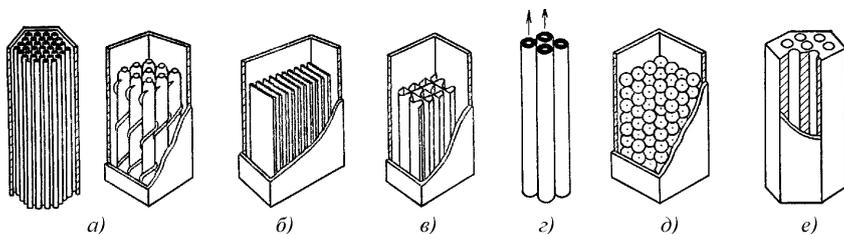


Рис. 1.1. Конструктивные схемы ТВЭлов

Тепловыделяющие элементы, собранные в кассеты, с помощью центрирующих узлов устанавливаются в рабочих каналах реактора.

Самым распространенным топливом энергетических реакторов в настоящее время является слабообогащенная двуокись урана UO_2 с содержанием изотопа $^{235}_{92}U$ до 5 % по массе. Она химически инертна, совместима с большинством конструкционных материалов и теплоносителей, обладает высокой температуростойкостью (температура плавления около $2800\text{ }^{\circ}C$) и высокой радиационной стойкостью. В дальнейшем, по-видимому, основным видом топлива высокотемпературных реакторов станут карбиды урана и плутония. Обладая сопоставимыми с двуокисью урана температурой

плавления и радиационной стойкостью, карбиды имеют в 5-10 раз более высокую теплопроводность и большую плотность.

• **Замедлитель и отражатель.** Назначение замедлителя – уменьшить энергию нейтронов, образующихся при делении ядер горючего. Лучшими замедлителями являются легкие материалы, не поглощающие тепловых нейтронов. Наибольшее распространение в качестве замедлителей получили вода H_2O , тяжелая вода D_2O и графит. Тяжелая вода имеет высокую стоимость и обычно применяется в тех случаях, когда в качестве горючего используется природный уран без обогащения. Для обогащенного горючего в качестве замедлителя используют обыкновенную деминерализованную воду. Графит, являясь дешевым материалом, часто применяется в качестве замедлителя в реакторах, охлаждаемых газом или водой.

Назначение отражателя – увеличение количества нейтронов в активной зоне и выравнивание распределения плотности потока нейтронов по ее объему. В качестве отражателей в реакторах на тепловых нейтронах, как правило, используют те же материалы, что и для замедлителей (вода, графит). Активная зона реакторов на быстрых нейтронах обычно окружена отражателем из естественного урана. Верхняя и нижняя части тепловыделяющих элементов активной зоны заполняются естественным ураном, который образует верхний и нижний отражатели. В реакторах на быстрых нейтронах отражатель, выполненный из естественного урана, одновременно является зоной воспроизводства, где происходит реакция воспроизводства плутония (см. выше плутониевый цикл).

• **Теплоноситель.** Отбор тепла из активной зоны реакторов может осуществляться двумя принципиально разными способами: теплоноситель под давлением прокачивается независимо через каждый рабочий канал или через всю активную зону, причем давление в первом случае воспринимается стенками технологических каналов, во втором – корпусом реактора. Поэтому реактор первого типа называется **к а н а л ь н ы м**, второй – **к о р п у с н ы м**.

Основными материалами теплоносителей служат вода, газы, жидкие металлы и органические жидкости.

В о д а – наиболее распространенный теплоноситель (и замедлитель) реакторов АС. Основным требованием, предъявляемым к воде в ядерной энергетике, является ее чистота. Это вызвано тем, что под действием воды материалы реактора и всего контура теплоносителя подвергаются коррозии и эрозии, продукты которых вызывают наведенную активность теплоносителя. Кроме того, под действием излучений происходит разложение воды на водород и кислород (радиолиз), образуется и перекись водорода. Смесь этих газов взрывоопасна, а наличие растворенных в воде газов существенно влияет на ускорение коррозионных процессов в контуре. Поэтому вода в процессе работы реактора очищается на ионообменных или высокотемпературных неорганических фильтрах.

Реакторы с водяным теплоносителем и замедлителем называют **в о - д о - в о д я н ы м и р е а к т о р а м и** (ВВР), а с водяным теплоносителем и

графитовым замедлителем – в о д о г р а ф и т о в ы м и реакторами (ВГР). Их часто называют также легководными (теплоноситель – обыкновенная вода), тяжеловодными (теплоноситель – тяжелая вода) или уран-графитовыми (горючее – уран, замедлитель – графит) реакторами.

Реакторы с водяным теплоносителем подразделяют на не кип я щ и е , работающие в водном режиме, и кип я щ и е , в которых пар получается непосредственно в активной зоне.

Г а з ы применяются для охлаждения высокотемпературных реакторов. Наибольшее распространение среди газовых теплоносителей получил углекислый газ, который используется в сочетании с графитовым замедлителем. Гелий благодаря высокой теплоемкости, почти в 10 раз большей, чем углекислого газа, является перспективным теплоносителем для реакторов на быстрых нейтронах и для заполнения кладок канальных реакторов. Однако он очень текуч и дорог, что сдерживает его применение на крупных энергетических установках. Воздух можно считать приемлемым теплоносителем. Однако он сильно активизируется за счет присутствия аргона, поэтому в крупных энергетических реакторах в зоне больших потоков нейтронов его не применяют.

Газы имеют малую вероятность захвата (сечение) тепловых нейтронов, низкую теплоемкость и малый коэффициент теплопередачи, что требует больших объемов при их прокачке через активную зону. Уменьшение объемов прокачиваемых газов ведет к увеличению давления на корпус реакторов, что затрудняет создание корпусов высокого давления. Однако газы можно нагревать до высоких температур. Верхний температурный предел нагрева газа ограничивается предельно допустимой температурой конструкционных материалов твэлов и активной зоны. Создание высокотемпературных материалов позволило довести нагрев газа в современных реакторах до 1000 °С и более.

Ж и д к и е м е т а л л ы являются хорошим теплоносителем и используются в основном в реакторах на быстрых нейтронах. Это объясняется тем, что эти металлы обладают хорошими теплофизическими свойствами. Высокая температура кипения большинства металлов позволяет создать высокотемпературные контуры при низком давлении в них. Из жидкометаллических теплоносителей наибольшее распространение получил натрий. К недостаткам натрия как теплоносителя, которые необходимо учитывать при проектировании систем охлаждения, относятся повышенная взрывоопасность при взаимодействии с водой, большая наведенная активность при облучении нейтронами в реакторе, необходимость принудительного подогрева до 100 °С при заполнении системы контуров и во время длительных остановок реактора и необходимость изготовления достаточно надежного уникального оборудования, предназначенного для перекачки жидкого металла.

Перспективным теплоносителем для АС с реакторами на быстрых нейтронах является высокочистый свинец (свинцовые реакторы). Свинец пожаробезопасен, а за счет большой объемной массы и коэффициента тепло-

проводности, близкой к объемной массе твэлов, может обеспечить повышенную естественную безопасность реактора при его аварии.

Основные отличительные признаки ядерного реактора, такие как способ восприятия давления (корпусом или стенками канала), вид теплоносителя (вода, жидкий металл, газ), его фазовый состав (вода под давлением, кипящая вода) и вид замедлителя (вода, графит), обычно вводят в название реактора, т.е. по названию реактора можно определить его конструктивные особенности. Например, если в качестве теплоносителя в реакторе используется вода, замедлителя нейтронов – графит, давление теплоносителя воспринимается стенками каналов, теплоотвод от активной зоны осуществляется водой при кипении, а реактор предназначен для получения энергии, то он называется водографитовым канальным кипящим энергетическим реактором.

В атомной энергетике принято сокращенное название реактора, которое обычно заканчивается цифрой, характеризующей его **э л е к т р и ч е с к у ю м о щ н о с т ь**. Так, из названия «реактор ВВЭР-1000» следует, что это водогазотрубный энергетический реактор электрической мощностью 1000 МВт, а в качестве теплоносителя и замедлителя используется вода.

• ***Система управления и защиты реактора (СУЗ).***

Система управления и защиты предназначена для пуска реактора, вывода его на проектную мощность, изменения и поддержания заданной мощности, остановки реактора. Кроме того, в случае отклонения от нормального режима СУЗ должна обеспечивать его аварийную остановку.

СУЗ реактора – одна из главных систем, обеспечивающих контроль и безопасность АС. Она состоит из трех групп стержней (систем), имеющих определенные функции:

к о м п е н с и р у ю щ и х с т е р ж н е й (КС), предназначенных для компенсации изменений реактивности при переходе реактора из холодного в горячее состояние (изменение температурного коэффициента реактивности) и компенсации шлакования и выгорания топлива;

с т е р ж н е й а в т о м а т и ч е с к о г о (АР) или р у ч н о г о (РР) р е г у л и р о в а н и я, предназначенных для поддержания мощности реактора и основных параметров теплоносителя на заданном уровне путем небольшого изменения реактивности. Когда эффективность стержней АР оказывается недостаточной для этих целей, совместно с ними используется часть стержней КС;

с т е р ж н е й а в а р и й н о й з а щ и т ы (АЗ), предназначенных для быстрой остановки реактора при аварийной ситуации.

Изменение мощности реактора осуществляется путем изменения количества нейтронов, участвующих в процессе деления в активной зоне. Изменение баланса нейтронов в реакторе возможно путем введения в активную зону материалов, хорошо поглощающих нейтроны, или путем увеличения утечки нейтронов из активной зоны, например при перемещении отражателя.

Энергетические реакторы имеют СУЗ, состоящую из стержней разнообразной формы: цилиндрических, призматических, крестообразных, шаро-

вых. В качестве поглотителя в рабочих частях СУЗ используются материалы с большой вероятностью захвата тепловых нейтронов: бор или кадмий в виде сплавов с конструкционными материалами или их соединений, заключенных в оболочки. Также предусматривается впрыск в теплоноситель жидкого поглотителя (раствор борной кислоты).

• **З а щ и т а.** Защита ядерных реакторов АС может выполнять несколько функций: снижать потоки излучений до допустимого уровня (биологическая защита) и предохранять ответственные конструктивные элементы ядерного реактора от чрезмерного перегрева и радиационных повреждений (радиационно – тепловая защита). Поглощение в материале корпуса или бетонной защиты реактора энергии излучений приводит к развитию высоких температур и температурных перепадов и как следствие – к возникновению значительных температурных напряжений. Кроме того, под действием излучений в течение длительного времени изменяются физико-технические свойства материалов: сталь становится хрупкой, заполнители бетонов неравномерно расширяются, вследствие чего бетон может потерять прочностные свойства. Поэтому перед нагруженными ответственными конструкциями (например, перед корпусом или перед бетонной биологической защитой) часто устанавливают экраны из жаропрочных радиационно стойких материалов, поглощающих избыточную энергию излучений и получивших название радиационно-тепловой защиты. Корпус реактора может иметь радиационно-тепловую защиту, выполненную из чугуна или стали, а предохранение бетонной биологической защиты возможно установкой перед ней слоя из жаропрочного бетона, например серпентинитового (см. гл. 3), или других жаропрочных материалов с желательным большим коэффициентом теплопроводности.

Биологическая защита реактора предназначена для снижения потоков излучений до допустимого уровня. Биологическая защита реакторов АС, как правило, выполняется из обычного тяжелого бетона (см. гл. 3). Использование бетона обусловлено относительно невысокой его стоимостью, а также хорошими защитными свойствами от нейтронного и гамма-излучений.

Конструктивные схемы ядерных реакторов. Корпусные водородные реакторы. Наиболее освоенными энергетическими реакторами, получившими широкое распространение на АС, являются реакторы ВВЭР, которые подразделяются на два типа: с водой под давлением (без кипения) – ВВРД и кипящие – ВВРК.

Принципиальную схему корпусного реактора с водой под давлением рассмотрим на примере реактора ВВЭР-1000 (рис. 1.2).

Вода циркуляционными насосами подается через нижние патрубки и по кольцевому зазору между корпусом реактора и корзиной активной зоны опускается под активную зону. При движении вниз вода охлаждает корпус, одновременно являясь дополнительной защитой его от нейтронов. Поднимаясь и проходя через зазоры между твэлами активной зоны, вода нагревается и через верхние патрубки выводится из реактора. Под активной зоной

и над ней расположено различное вспомогательное оборудование: органы регулирования мощности реактора, датчики температуры и т.д. Стержневые тепловыделяющие элементы, собранные в кассеты, монтируются в корзине, фиксирующей взаимное расположение твэлов и стержней СУЗ, элементы которой крепятся внутри корпуса. Патрубки для приварки главных трубопроводов располагаются вверху цилиндрической части корпуса.

Реактор в сборе опирается выступами корпуса на кольцевую опорную ферму. Через металлоконструкции опорной фермы нагрузки от массы реактора передаются на нижнюю плиту шахты.

Для улучшения технико-экономических показателей и повышения конкурентоспособности отечественных АС в настоящее время в России разрабатывается реактор ВВЭР-1500.

Основные параметры отечественных реакторов с водой под давлением приведены в табл. 1.1.

Таблица 1.1

Основные параметры реакторов ВВЭР

Показатели	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Мощность, МВт:		
электрическая	440	1000
тепловая	1375	2940
КПД (брутто), %	32	34
Давление насыщенного пара перед турбиной, МПа	4,5	6,0
Давление в корпусе реактора, МПа	12,3	17,0
Число циркуляционных петель	6	4
Подача главного циркуляционного насоса, м ³ /ч	6500	17000
Мощность турбоагрегата, МВт	220	1000

Принципиальная схема кипящего реактора с внутренней сепарацией пара приведена на рис. 1.3

Приводы и рабочие органы СУЗ в ВВРК располагают обычно внизу активной зоны. Рабочие органы СУЗ аналогичны по конструктивному решению устанавливаемым в реакторе ВВРД (крестообразные стержни или трубки с карбидом бора, перемещаемые между топливными кассетами). Из-за меньших критических нагрузок размеры твэлов в ВВРК больше, чем в ВВРД. Активная зона расположена внутри корпуса. Над корзиной активной зоны устанавливается блок сепараторов, образующий цилиндрическую полость между активной зоной и сепараторами – камера пароводяной смеси. Из камеры пароводяная смесь поступает в турбосепараторы, где происходит образование влажного пара (влажность до 10 %). Досушивание пара производится с помощью жалюзийных сепараторов, расположенных в верхней части корпуса.

Учебное издание

Виталий Борисович **Дубровский**
Павел Александрович **Лавданский**
Игорь Анатольевич **Енговатов**

СТРОИТЕЛЬСТВО АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

Издание второе, исправленное и дополненное

Редактор: *В.Ш. Мерзлякова*
Компьютерный набор, верстка: *Е.В. Орлов*
Дизайн обложки: *Н.С. Романова*

Лицензия ЛР № 0716188 от 01.04.98.
Подписано к печати 16.01.06. Формат 60х90/16.
Бумага офсетная. Гарнитура Таймс.
Усл. 23 п.л. Тираж 1000 экз. Заказ №

Издательство Ассоциации строительных вузов (АСВ)
129337, Москва, Ярославское шоссе, 26, отдел реализации - оф. 511
тел., факс: (499)183-56-83, e-mail: iasv@mgsu.ru, <http://www.iasv.ru/>