

## ОГЛАВЛЕНИЕ

|   |    |
|---|----|
| ПРЕДИСЛОВИЕ .....   | 5  |
| ВВЕДЕНИЕ .....  | 6  |
| Глава 1. СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ<br>ЭНЕРГЕТИКИ В РОССИИ .....                | 7  |
| 1.1. Структура и роль атомной энергетики на современном этапе .....                                     | 7  |
| 1.2. Назначения и типы блоков АЭС с реакторами различных типов. Возраст<br>российских АЭС .....         | 8  |
| 1.3. Базовые АЭС третьего и последующих поколений .....   | 12 |
| Глава 2. ОСНОВНЫЕ СТАДИИ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ<br>АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ .....               | 14 |
| 2.1. Современное понятие жизненного цикла АЭС. Характеристики основных стадий<br>жизненного цикла ..... | 14 |
| 2.2. Роль строительных материалов и конструкций зданий и сооружений в жизненном<br>цикле АЭС .....      | 17 |
| Глава 3. УЧЕТ СТАДИЙ РАЗМЕЩЕНИЯ, ПРОЕКТИРОВАНИЯ И ЭКСПЛУАТАЦИИ<br>В ЖИЗНЕННОМ ЦИКЛЕ БЛОКА АЭС .....     | 19 |
| 3.1. Требования к размещению блоков АЭС .....   | 19 |
| 3.2. Требования к проектным решениям зданий и сооружений .....  | 21 |
| 3.3. Требования к информационной системе жизненного цикла .....   | 26 |
| Глава 4. НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ И ПРАВОВЫЕ АСПЕКТЫ РЕКОНСТРУКЦИИ<br>И ПРОДЛЕНИЯ СРОКА СЛУЖБЫ АЭС .....      | 28 |
| 4.1. Проблемы продления срока службы АЭС .....  | 28 |
| 4.2. Нормативная база продления срока службы блоков АЭС .....   | 30 |
| 4.3. Концепция продления срока службы блоков АЭС .....  | 33 |
| 4.4. Продление срока службы блоков АЭС — за и против .....  | 33 |
| Глава 5. ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНАЯ СТАДИЯ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА — ВЫВОД<br>ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКА АЭС .....              | 35 |
| 5.1. Особенности вывода из эксплуатации зданий и сооружений блоков АЭС .....                            | 35 |
| 5.2. Стратегии вывода из эксплуатации АЭС .....   | 37 |
| 5.3. Законодательная и нормативно-техническая база, регулирующая ВЭ АЭС в России .....                  | 42 |
| 5.4. Источники радиационной опасности и объемов РАО при ВЭ .....  | 44 |
| 5.5. Концепция ВЭ вывода блоков АЭС из эксплуатации в России .....                                      | 48 |
| 5.6. Подготовка к выводу из эксплуатации. Программа и проект ВЭ .....                                   | 51 |
| 5.7. Комплексное инженерное и радиационное обследование при ВЭ .....                                    | 53 |
| 5.8. Методы и технологические средства, способствующие выводу из эксплуатации<br>блока АЭС .....        | 60 |
| Библиографический список .....  | 66 |
| ПРИЛОЖЕНИЕ .....  | 67 |

## ПРЕДИСЛОВИЕ

Энергетика является основой промышленного развития цивилизации на современном уровне. Причем в развитых странах наблюдается тенденция к снижению доли выработки энергии за счет ископаемых источников. Большая дискуссия ведется по поводу перспектив развития атомной энергетики. Ряд стран, в основном в Европе, объявили о постепенном отказе от использования атомной энергетики. В то же время большинство развитых в промышленном отношении стран (США, Китай, Великобритания, Россия, Япония, Индия и др.) планируют дальнейшее использование атомной энергетики в промышленных масштабах. К ним присоединились и в ближайшее время присоединятся многие развивающиеся страны, такие как Иран, Вьетнам, Египет, Бангладеш и др.

Для всех объектов тепловой и атомной энергетики используется понятие жизненного цикла, охватывающего основные стадии от размещения и проектирования до вывода из эксплуатации. Кроме того, в жизненном цикле таких объектов имеются промежуточные стадии, такие как реконструкция и продление срока службы или эксплуатации.

В силу специфики объекты использования тепловой и атомной энергии являются наиболее масштабными промышленными предприятиями и могут представлять определенную опасность для персонала, населения и окружающей среды. Причем объекты атомной энергетики представляют потенциальную опасность и на заключительной стадии жизненного цикла — стадии вывода из эксплуатации. Стадия вывода из эксплуатации для объектов атомной энергетики принципиально отличается от аналогичной стадии любого промышленного предприятия, в том числе и от объектов тепловой энергетики.

Поэтому в настоящем учебно-методическом пособии основные стадии жизненного цикла рассматриваются на примере наиболее сложных и масштабных объектов, таких как блоки атомных электростанций (АЭС).

Проведенные исследования показали, что опыт проектирования и эксплуатации АЭС значителен, но заключительная стадия жизненного цикла имеет свою специфику, с которой на предыдущих стадиях не сталкивались.

Основные факторы следующие: длительность стадии ВЭ (50–100 и более лет) может существенно превышать срок на эксплуатацию, в рамках которого проектировался блок (30–40), и, в частности, строительные здания и сооружения, значительное радиоактивное загрязнение оборудования, систем, зданий и сооружений, а также наведенная активность части оборудования и конструкций радиационно-тепловой и биологической защиты. Эти процессы приводят к дополнительным объемам радиоактивных отходов различных классов и категорий. Причем периоды полураспада радионуклидов таких отходов могут достигать десятков и сотен тысяч лет, это все, не считая большого количества высокоактивного отработавшего ядерного топлива.

Поэтому современные подходы к проектированию и реконструкции (продления срока службы) рассматриваются через призму их влияния на заключительную стадию — вывода из эксплуатации.

Стадия вывода из эксплуатации рассматривается с учетом всех факторов, включая научно-технические, организационные, технологические, радиационно-экологические и социальные факторы. При этом основное внимание уделяется строительным материалам и конструкциям в зданиях и сооружениях блоков АЭС.

Материал учебно-методического пособия в следующих пяти главах посвящен рассмотрению следующих аспектов:

- современное состояние и тенденции развития атомной энергетики в России;
- основные стадии жизненного цикла объектов использования атомной энергии;
- учет стадий размещения, проектирования и эксплуатации в жизненном цикле блока АЭС;
- научно-технические и правовые аспекты реконструкции и продления срока службы АЭС;
- заключительные стадии жизненного цикла — вывод из эксплуатации блока АЭС.

Сведения справочного характера даны в приложениях.

После каждой главы даются контрольные вопросы, приводятся темы для самостоятельного изучения, список рекомендованной литературы.

Каждая глава посвящена рассмотрению узкоспециализированных задач, которые вместе позволяют получить достаточно полное представление о заявленной проблеме в целом.

## ВВЕДЕНИЕ

В 1954 г. в СССР была введена в эксплуатацию первая в мире атомная электростанция. Ее мощность составляла всего 5 МВт. В настоящее время сооружаемые в РФ АЭС имеют мощность 1200 и более МВт.

За прошедшие годы атомная энергетика проходила этапы бурного количественного и качественного роста, преодоления прежнего замедления темпов развития, связанного с крупными авариями. Современные тенденции к развитию темпов сооружения мощностей атомной энергетике связаны, прежде всего, с кризисом в добыче ископаемых источников энергоресурсов и стремлением стран к энергетической независимости от экспорта источников энергоресурсов.

В первые годы развития атомной отрасли основное внимание уделялось вопросам проектирования, сооружения и эксплуатации таких объектов, а также повышению их экономической эффективности. В последующие годы были разработаны проекты современных АЭС, которые предлагаются потребителям на международной арене.

В настоящее время в стадии эксплуатации находятся более 500 энергоблоков АЭС различной мощности, условно разделенных на три поколения, причем энергоблоки первых двух поколений, как правило, спроектированы и сооружены до Чернобыльской катастрофы. К третьему поколению относятся АЭС, спроектированные после Чернобыля, в которых приняты меры по значительному повышению их ядерной и радиационной безопасности. Еще одним коренным отличием проектов АЭС третьего поколения являются значительные проработки, связанные с заключительной стадией жизненного цикла, — стадией вывода из эксплуатации. Необходимо отметить, что для АЭС первых поколений стадия вывода из эксплуатации практически не принималась во внимание.

В настоящее время ситуация кардинально поменялась. Проекты новых блоков АЭС должны в обязательном порядке содержать реальные решения и рекомендации по учету стадии вывода из эксплуатации.

На блоке АЭС за время его эксплуатации (~30 и более лет) накапливается значительное количество радиоактивных материалов-источников ионизирующих излучений. Эти источники радиоактивности при эксплуатации изолированы предусмотренными проектом АЭС защитными барьерами безопасности. При выводе из эксплуатации происходит нарушение целостности или даже полное разрушение защитных барьеров. Именно наличие радионуклидов, в том числе с периодами полураспада, достигающими десятки и сотни тысяч лет, в корне отличает вывод из эксплуатации объекта атомной энергетике от любого другого промышленного предприятия.

Необходимо отметить, что, независимо от тенденций развития атомной энергетике, вывод из эксплуатации будет необходимо как действующие, так и вновь построенные блоки АЭС. Причем сам процесс вывода из эксплуатации связан с длительными сроками выполнения (до 100 и более лет) и значительными финансовыми затратами, достигающими сотен миллионов долларов США на один блок современной АЭС.

Таким образом, проблема вывода из эксплуатации АЭС имеет общемировое значение, без решения которой невозможно развитие атомной энергетике в мире.

# Глава 1. СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В РОССИИ

## 1.1. СТРУКТУРА И РОЛЬ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ НА СОВРЕМЕННОМ ЭТАПЕ

В России деятельность, связанная с использованием атомной энергии, осуществляется на основании Закона РФ «Об использовании атомной энергии». За точку отсчета промышленного использования атомной энергетики принимается 1954 г., когда в г. Обнинске под Москвой была введена в эксплуатацию первая в мире атомная электростанция электрической мощностью 5 МВт.

В 1956 и в 1957 гг. были введены в эксплуатацию АС в Англии и США, соответственно. Эти события дали старт созданию и становлению промышленного использования атомной энергетики в мире.

В России общая численность действующих энергоблоков с различными типами реакторов — 37, из них с ВВЭР — 22, с РБМК — 8, с ЭГП — 3, с БН — 2, а также 2 реакторные установки типа КЛТ-40С электрической мощностью по 35 МВт в составе плавучей атомной теплоэлектростанции (ПАТЭС).

Блоки № 1 и 2 Белоярской АЭС, блоки № 1, 2 и 3 Нововоронежской АЭС, блоки № 1 и 2 Ленинградской АЭС, блок № 1 Курской АЭС остановлены и находятся на стадии подготовки к выводу из эксплуатации.

Ядерные реакторы на АЭС различаются по энергии нейтронов, приводящих к делению ядер, и классифицируются как реакторы на тепловых, промежуточных и быстрых нейтронах.

В настоящее время в стадии сооружения и ввода в эксплуатацию находятся 3 новых энергоблока (2 энергоблока по проекту ВВЭР-ТОИ на площадке Курской АЭС-2, 1 энергоблок по проекту БРЕСТ-ОД-300 на площадке «СХК» в Северске (Томская область)).

Размещение энергоблоков АЭС по территории России (За исключением ПАТЭС «Академик Ломоносов») представлено на рис. 1.1. В основном энергоблоки АЭС расположены в Европейской части России. В то же время в стратегически важных и труднодоступных районах Севера, Арктики, Камчатки, Дальнего Востока энергетических мощностей практически нет. Именно эти районы являются перспективными для использования атомной энергетики.

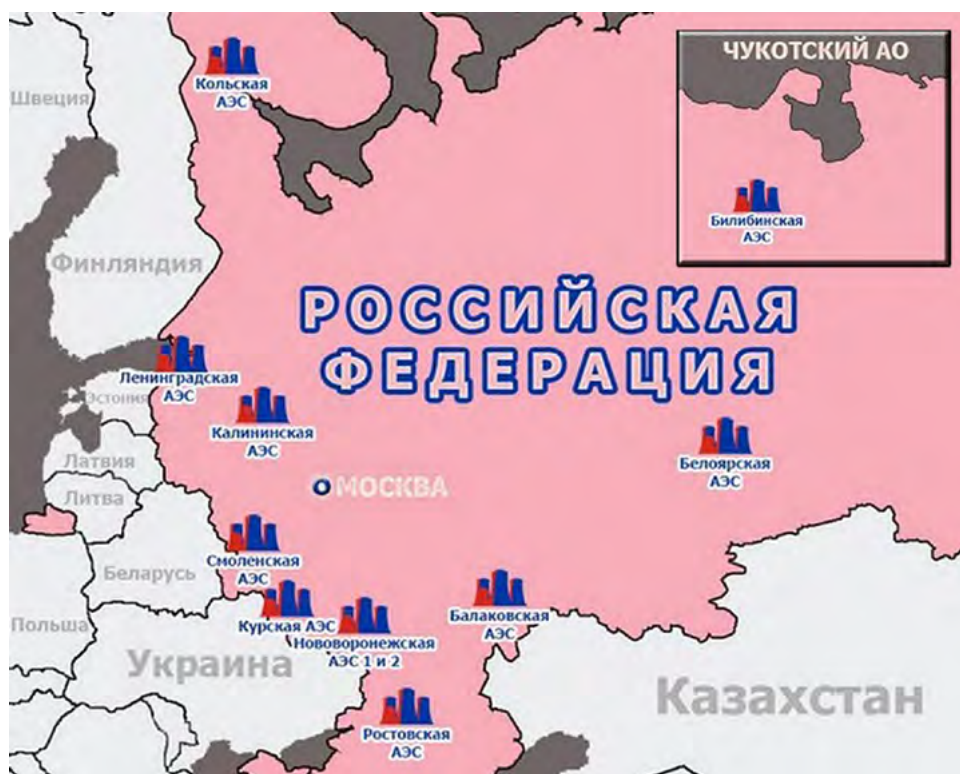


Рис. 1.1. Размещение энергоблоков АЭС по территории России

## 1.2. НАЗНАЧЕНИЯ И ТИПЫ БЛОКОВ АЭС С РЕАКТОРАМИ РАЗЛИЧНЫХ ТИПОВ. ВОЗРАСТ РОССИЙСКИХ АЭС

Подробно принципиальные схемы, проектные решения, технологические схемы, планы и разрезы зданий и сооружений, другие параметры отечественных блоков АЭС приведены и описаны в учебниках и учебных пособиях, приведенных в библиографическом списке [1–10].

Водо-водяные реакторы (ВВЭР) являются одними из удачных и лучших для использования в качестве паропроизводящей установки отечественных двухконтурных АЭС. Здесь кратко остановимся на тенденции и развитии проектных решений отечественных АЭС с реакторами корпусного и канального типов, а также реакторами на быстрых нейтронах.

Корпусные водо-водяные реакторы типа ВВЭР имеют более чем полувековую историю эксплуатации и претерпели значительные изменения, направленные на повышение мощности, безопасности и надежности. На основе опыта работы реактора ВВЭР-1000 разработаны реакторы ВВЭР-1150 (1200) для проекта «АЭС-2006» и ВВЭР-1255 (1300) для проекта ВВЭР-ТОИ.

Кратко рассмотрим линейку реакторов ВВЭР на российских АЭС. Первенцами являются реакторы ВВЭР-210 и ВВЭР-365, установленные на первой очереди НВАЭС. Технологическое оборудование блока № 1 с ВВЭР-210 включает парогенератор, главный циркуляционный насос, главные трубопроводы, две запорные задвижки, объединенные в одну циркуляционную петлю. Общее число петель — 6. Сухой пар поступает к трем турбоагрегатам мощностью 70 МВт каждый.

Технологическое оборудование блока 2 — аналогичное. Отличие состоит в более мощном реакторе ВВЭР-365 и использовании пяти турбоагрегатов мощностью 75 МВт. Компоночная и конструктивная схема блоков 1 и 2 аналогична.

В 1984 г. в связи с завершением проектного срока службы первый блок НВАЭС был окончательно остановлен для вывода из эксплуатации. Второй отечественный блок АЭС с реактором ВВЭР (реактор В-3М) был введен в эксплуатацию в 1970 г. в составе сооружения второй очереди НВАЭС. В 1990 г. второй блок НВАЭС был остановлен для вывода из эксплуатации.



Рис. 1.2. Первая и вторая очереди НВАЭС (блоки № 1 и № 2)

Эксплуатация указанных блоков первой и второй очередей НВАЭС продемонстрировала возможность обеспечения технической надежности работы АЭС с ВВЭР.

По мере наработки опыта проектирования и эксплуатации проектные и конструктивные решения АЭС с ВВЭР совершенствовались, в том числе увеличивалась единичная мощность блоков и АЭС в целом. В конечном результате это позволило создать серию блоков АЭС с реакторами ВВЭР повышенной мощности (ВВЭР-440 и ВВЭР-1000). Первая и вторая очереди НВАЭС представлены на рис. 1.2.

### **АЭС с реактором ВВЭР-440**

Первый блок с реактором ВВЭР-440 (блок № 3 НВАЭС) был введен в эксплуатацию в 1972 г. Второй блок с реактором ВВЭР-440 (блок № 4 НВАЭС) был введен в эксплуатацию в 1973 г.

Технологическое оборудование блоков включает парогенератор, главный циркуляционный насос, трубопроводы ДУ-500, главные запорные задвижки, объединенные также в одну циркуляционную петлю, общее количество которых 6. Для блока предусмотрено использование двух турбоагрегатов мощностью 220 МВт каждый.

На третьей очереди НВ АЭС в главном корпусе установлено два одинаковых энергетических блока с реакторами ВВЭР-440.

В дальнейшем аналогичные проектные решения были использованы при сооружении первой и второй очередей Кольской АЭС с реакторами ВВЭР-440, а также АЭС с ВВЭР-440, сооруженных за рубежом: в Армении, на Украине, в Германии, в Болгарии, в Словакии, в Чехии и в Финляндии.

### **АЭС с реактором ВВЭР-1000**

Пятый энергоблок АЭС с реактором ВВЭР-1000 является прототипом новой серии энергоблоков большой мощности. Отличительной чертой является мощный реактор ВВЭР-1000, четыре циркуляционные петли, два турбоагрегата мощностью 500 МВт.

Главный корпус объединяет здания реакторного отделения, машинного зала, деаэрационной этажерки и спецкорпуса.

Реакторное отделение цилиндрической формы состоит из герметической части, выполненной из предварительно напряженной железобетонной защитной оболочки и негерметической части, выполненной из железобетона. Размеры цилиндрической оболочки: наружный диаметр — 48 м, внутренний — 45 м, высота — 76,4 м.



Рис. 1.3. Четвертая очередь НВАЭС (блок № 5)

На пятом блоке НВАЭС с ВВЭР-1000 были реализованы принципиально новые для того времени проектные и технические решения:

– технологическое оборудование радиоактивного контура было размещено внутри защитной цилиндрической оболочки из предварительно напряженного железобетона, рассчитанной на максимально возможное внутреннее давление при аварии (0,45 МПа), что позволило полностью изолировать реактор от окружающей среды;

– все системы и оборудование, имеющие отношение к безопасности АЭС, были обеспечены тройным резервированием.

Третья очередь НВАЭС представлена на рис. 1.3.

### **Унифицированная АЭС с реактором ВВЭР-1000**

Является прототипом проекта энергоблока с унифицированным оборудованием. Данный проект был тиражирован как в России (Балаковская, Калининская и Ростовская АЭС), так и за рубежом на Украине (Запорожская, Ровенская, Хмельницкая и Южно-Украинская АЭС), в Болгарии (АЭС «Козлодуй»), Чехии (АЭС «Темелин»).

Для АЭС, возведенных по унифицированному проекту, принята моноблочная компоновка. При этом в состав энергоблока входит реактор, 4 парогенератора, один турбоагрегат.

Реакторное отделение включает цилиндрическую оболочку из предварительно напряженного железобетона, обстройку и фундаментную часть, на которую опираются оболочка с обстройкой.

### **АЭС с реактором РБМК-1000**

Первые (головные) блоки АЭС с канальными реакторами большой мощности (РБМК-1000) были сооружены на площадке Ленинградской АЭС (далее — ЛАЭС) в составе первой очереди этой атомной станции (блоки № 1 и № 2).

Первый блок ЛАЭС был введен в эксплуатацию в 1973 г., а второй блок ЛАЭС — в 1975 г. По аналогичному проекту были построены также два первых блока Курской АЭС (блоки № 1 и № 2).

Указанные блоки Ленинградской и Курской АЭС относят к первому поколению АЭС с реактором РБМК-1000.

При сооружении последующих блоков атомных станций, построенных на площадках Ленинградской АЭС (блоки № 3 и № 4), Курской АЭС (блоки № 3 и № 4), Смоленской АЭС (блоки № 1–3), а также Чернобыльской АЭС (блоки № 1–4) в Украине, проекты этих блоков АЭС с РБМК претерпели заметные изменения.

Кроме указанных атомных станций с реактором РБМК-1000 на Игналинской АЭС в Литве были сооружены два блока с реактором повышенной мощности РБМК-1500.

Указанные блоки перечисленных выше АЭС относят ко второму поколению АЭС с РБМК.

На блоках АЭС с РБМК-1000 применяется одноконтурная схема, в которой теплоноситель в виде насыщенного пара после реактора поступает непосредственно в турбину без промежуточных контуров.

Главный корпус АЭС с РБМК-1000 включает реакторное отделение на два реакторных блока с вспомогательными службами и системами, деаэрационную этажерку и машинный зал.

### **АЭС с реакторами на быстрых нейтронах**

Реакторы на быстрых нейтронах позволяют использовать новые виды делящихся нуклидов, т.е. новые виды ядерного топлива. К ним относятся  $^{238}\text{U}$  и  $^{232}\text{Th}$ , запасы которых в природе значительно больше, чем  $^{235}\text{U}$  — основного горючего для реакторов на тепловых нейтронах. Энергетический реактор на быстрых нейтронах БН-600 с натриевым теплоносителем введен в эксплуатацию в апреле 1980 г. в 3-м энергоблоке на Белоярской АЭС в Свердловской области близ города Зареченск. В 2018 г. введен в эксплуатацию энергоблок с реактором БН-800.

В заключении раздела в табл. 1.1 приведена информация о российских АЭС.

Таблица 1.1

**Действующие и остановленные АЭС России**

| АЭС                    | Тип       | Год пуска  | Прекращение эксплуатации |
|------------------------|-----------|------------|--------------------------|
| Нововоронежская АЭС    |           |            |                          |
| Энергоблок № 1         | ВВЭР-210  | 1964       | 1984                     |
| Энергоблок № 2         | ВВЭР-365  | 1970       | 1990                     |
| Энергоблок № 3         | ВВЭР-440  | 1971       | 2016                     |
| Энергоблок № 4         | ВВЭР-440  | 1972       |                          |
| Энергоблок № 5         | ВВЭР-1000 | 1980       |                          |
| Энергоблок № 6 (АЭС-2) | ВВЭР-1200 | 2016       |                          |
| Энергоблок № 7 (АЭС-2) | ВВЭР-1200 | 2019       |                          |
| Кольская АЭС           |           |            |                          |
| Энергоблок № 1         | ВВЭР-440  | 1973       |                          |
| Энергоблок № 2         | ВВЭР-440  | 1974       | –                        |
| Энергоблок № 3         | ВВЭР-440  | 1981       |                          |
| Энергоблок № 4         | ВВЭР-440  | 1984       |                          |
| Билибинская АЭС        |           |            |                          |
| Энергоблок № 1         | ЭГП-6     | 1974       | 2019                     |
| Энергоблок № 2         | ЭГП-6     | 1974       |                          |
| Энергоблок № 3         | ЭГП-6     | 1975       |                          |
| Энергоблок № 4         | ЭГП-6     | 1976       |                          |
| Ленинградская АЭС      |           |            |                          |
| Энергоблок № 1         | РБМК-1000 | 1974       | 2018                     |
| Энергоблок № 2         | РБМК-1000 | 1975       | 2020                     |
| Энергоблок № 3         | РБМК-1000 | 1979       |                          |
| Энергоблок № 4         | РБМК-1000 | 1981       |                          |
| Ленинградская АЭС-2    |           |            |                          |
| Энергоблок № 2-1       | ВВЭР-1200 | 2018       |                          |
| Энергоблок № 2-2       | ВВЭР-1200 | 2020       |                          |
| Курская АЭС            |           |            |                          |
| Энергоблок № 1         | РБМК-1000 | 19.12.1976 | 2021                     |
| Энергоблок № 2         | РБМК-1000 | 28.01.1979 |                          |
| Энергоблок № 3         | РБМК-1000 | 17.10.1983 |                          |
| Энергоблок № 4         | РБМК-1000 | 02.12.1985 |                          |
| Смоленская АЭС         |           |            |                          |
| Энергоблок № 1         | РБМК-1000 | 09.12.1982 | –                        |
| Энергоблок № 2         | РБМК-1000 | 31.05.1985 |                          |
| Энергоблок № 3         | РБМК-1000 | 17.01.1990 |                          |
| Белоярская АЭС         |           |            |                          |
| Энергоблок № 1         | АМБ-100   | 1964       | 1983                     |
| Энергоблок № 2         | АМБ-200   | 1967       | 1990                     |
| Энергоблок № 3         | БН-600    | 1980       |                          |
| Энергоблок № 4         | БН-800    | 2015       |                          |
| Балаковская АЭС        |           |            |                          |
| Энергоблок № 1         | ВВЭР-1000 | 1985       | –                        |
| Энергоблок № 2         | ВВЭР-1000 | 1987       |                          |
| Энергоблок № 3         | ВВЭР-1000 | 1988       |                          |
| Энергоблок № 4         | ВВЭР-1000 | 1993       |                          |



| АЭС   | Тип  | Год пуска                    | Прекращение эксплуатации |
|---|--|------------------------------|--------------------------|
| Калининская АЭС<br>Энергоблок № 1<br>Энергоблок № 2<br>Энергоблок № 3<br>Энергоблок № 4 | ВВЭР-1000<br>ВВЭР-1000<br>ВВЭР-1000<br>ВВЭР-1000 | 1984<br>1986<br>2004<br>2011 | –                        |
| Ростовская АЭС<br>Энергоблок № 1<br>Энергоблок № 2<br>Энергоблок № 3<br>Энергоблок № 4  | ВВЭР-1000<br>ВВЭР-1000<br>ВВЭР-1000<br>ВВЭР-1000 | 2001<br>2010<br>2014<br>2018 | –                        |
| ПАЭС Академик Ломоносов<br>Энергоблок № 1<br>Энергоблок № 2                             | КЛТ-40С<br>КЛТ-40С                               | 2019<br>2019                 | –                        |

Характерные особенности российских АЭС первых поколений следующие:

- отсутствие герметичной оболочки реакторного отделения;
- использование принципа библочности;
- консервативный подход к проектному сроку службы (30 лет). Самое важное состоит в том, что при проектировании и сооружении стадия вывода из эксплуатации не рассматривалась и не учитывалась.

### 1.3. БАЗОВЫЕ АЭС ТРЕТЬЕГО И ПОСЛЕДУЮЩИХ ПОКОЛЕНИЙ

В настоящее время в России проектируются и сооружаются АЭС повышенной безопасности (проект «ВВЭР-ТОИ»), являющиеся типовым проектом поколения «3+» с улучшенными технико-экономическими показателями. Цель разработки и реализации данного проекта состоит в использовании современных инновационных технологий для достижения улучшенных показателей безопасности и надежности при оптимизированных капитальных затратах и сроках сооружения энергоблоков. Предполагается использование реактора ВВЭР с электрической мощностью не менее 1115(1255) МВт.

Основными технологическими составляющими АЭС являются ядерный остров и турбинный (традиционный) остров.

Проект реализуется на основе современных российских требований в области безопасности атомной энергетики, при учете рекомендаций МАГАТЭ. Главная особенность проекта — использование дополнительных пассивных систем безопасности в сочетании с активными традиционными системами. В настоящее время по проекту «АЭС-2006» сооружены головные блоки на площадках Нововоронежской АЭС-2 и Ленинградской АЭС-2.

Дальнейшая эволюция АЭС с ВВЭР связана с проектом ВВЭР-ТОИ.

ВВЭР-ТОИ — это типовый проект, оптимизированный и информационный по технико-экономическим показателям, относится к АЭС поколения «3+». Проект ВВЭР-ТОИ разработан на основе материалов проекта АЭС-2006. Отличительными чертами проекта ВВЭР-ТОИ являются:

- повышенная сейсмостойкость;
- маневрирование мощностью;
- устойчивость к падению самолетов;
- применение МОХ-топлива.

В проекте реализован следующий набор требований:

- устойчивость к внешним экстремальным воздействиям;
- соответствие мировым нормам и правилам;
- автономность при потере водоснабжения;
- возможность эксплуатации в климатических условиях от тропиков до севера.

Визуализация трехмерной модели АЭС по проекту ВВЭР-ТОИ представлена на рис. 1.4.



Рис. 1.4. Трехмерная модель АЭС по проекту ВВЭР-ТОИ

В ближайшие годы начнется практическая реализация проектов АЭС малой и средней мощности. По классификации МАГАТЭ к атомным станциям средней мощности (АС СМ) относятся атомные энергоблоки с установленной мощностью от 300 до 700 МВт. Проекты таких энергоблоков являются перспективными для регионов, где использование традиционных органических источников энергии невозможно или затруднено. К таким регионам в России относятся Север, Чукотка, Камчатка, Дальний Восток и др. Преимуществом является также отсутствие протяженных линий, возможность использования в качестве источника бесперебойного электроснабжения важных промышленных объектов, морских портов, оборонных объектов.

В России выполнены предварительные проекты блоков АЭС малой и средней мощности с реакторами СВБР-75/100, ВВЭР-600, СВБР-600 и др.

#### **Вопросы для самостоятельной проработки**

1. Какие бывают объемно-планировочные и конструктивные решения зданий и сооружений блоков АЭС?
2. В чем состоят требования к выбору площадки АЭС?
3. Какие встречаются вспомогательные здания и сооружения АЭС?
4. В чем заключаются требования к материалам защитных конструкций?
5. Где используются реакторы на быстрых нейтронах?

#### **Контрольные вопросы**

1. Что относится к основным объектам использования атомной энергии?
2. Каковы основные поколения действующих и проектируемых блоков АЭС в России и какие характерные особенности им присущи?
3. Как можно описать основные компоновочные и конструктивные решения действующих отечественных блоков АЭС с ВВЭР?
4. Как происходила эволюция проектов блоков АЭС с ВВЭР?
5. Какие недостатки у блоков АЭС первого поколения с точки зрения их вывода из эксплуатации?
6. Какие бывают проектные и технические решения АЭС с ВВЭР нового поколения, направленные на облегчение вывода из эксплуатации?
7. В чем состоят преимущества АЭС малой и средней мощности?

## Глава 2. ОСНОВНЫЕ СТАДИИ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

### 2.1. СОВРЕМЕННОЕ ПОНЯТИЕ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА АЭС. ХАРАКТЕРИСТИКИ ОСНОВНЫХ СТАДИЙ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА

Понятие жизненный цикл (life cycle) АЭС получило широкое распространение в научной и нормативной литературе не в последнюю очередь в связи с возникновением проблемы вывода из эксплуатации. Первоначально рассматривались три основных этапа — проектирование и строительство, эксплуатация и вывод из эксплуатации. Это понятие со временем расширялось, трансформировалось и уточнялось. Постепенно этапы трансформировались в стадии и число их увеличивалось.

В настоящее время в научной литературе как в России, так и за рубежом принята следующая трактовка жизненного цикла АЭС (табл. 2.1).

Таблица 2.1

Стадии жизненного цикла АЭС

| Стадия | Российская Федерация       | МАГАТЭ   |
|--------|----------------------------|--|
| I      | Размещение                 | Размещение и оценка площадки (“Sitting”)                                       |
| II     | Проектирование             | Проектирование (“Designing”)   |
| III    | Сооружение                 | Строительство (“Construction”)   |
| IV     | Эксплуатация               | Эксплуатация (“Operation”)   |
| V      | Вывод из эксплуатации      | Вывод из эксплуатации (“Decommissioning”)                                      |
| VI     | Включено этапом в стадию V | Освобождение из-под регулирующего контроля (Exemption from regulatory control) |

Кратко охарактеризуем основные виды деятельности, осуществляемой на всех стадиях. Каждая стадия жизненного цикла может включать этапы, подэтапы и т.д., которые могут иметь отличительный признак начала и окончания рассматриваемой деятельности.

#### Стадия «Размещение»

Основные этапы:

- выбор и обоснование выбора площадки под сооружение энергоблока на основании действующих в России критериев;
- разработка и корректировка инвестиционного проекта с указанием источников финансирования, целей и назначения.

Данная стадия заканчивается заключением Государственной экологической экспертизы о возможности сооружения и функционирования объекта инвестирования (в нашем случае энергоблока АЭС).

#### Стадия «Проектирование»

Стадия может быть разбита на три этапа:

Этап 1. Разработка технико-экономического обоснования проекта.

Этап 2. Разработка проектной документации.

Этап 3. Предварительное обоснование безопасности проектируемого объекта.

Получение положительного заключения от регулирующего органа по результатам экспертизы проектных материалов, обосновывающих безопасность, является признаком завершения стадии проектирования.

## **Стадия «Сооружение»**

Получение Заказчиком «Лицензии на сооружение» конкретного энергоблока АС по конкретному проекту является признаком начала стадии.

Стадия условно может быть разбита на 3 этапа:

Этап 1. Разработка рабочей документации для сооружения.

Этап 2. Строительно-монтажные работы.

Этап 3. Пуско-наладочные работы и ввод энергоблока АЭС в эксплуатацию.

Целью проведения всех перечисленных этапов и работ является проверка правильности функционирования оборудования, систем и элементов для подтверждения безопасности эксплуатации АЭС в целом.

Разрешение на проведение каждого следующего подэтапа ввода в эксплуатацию дается регулирующим органом (Ростехнадзором) только после анализа результатов, полученных на предыдущем подэтапе по представленным актам или отчетам в соответствии с условиями действия выданной лицензии на эксплуатацию блока АЭС.

Завершением данной стадии является положительное заключение регулирующего органа о соответствии объекта проекту (при фиксации всех отклонений и изменений) и обеспечении ядерной и радиационной безопасности по действующим нормам с выдачей лицензии на эксплуатацию конкретного энергоблока.

## **Стадия «Эксплуатация»**

Продолжительность данной стадии может достигать 60 лет.

Стадия эксплуатации может быть разделена на следующие этапы и подэтапы:

Этап 1. Непосредственно эксплуатация по проектному назначению, например, для выработки электроэнергии, тепловой энергии, горячего водоснабжения. На данном этапе осуществляется цикл работ, связанных с ремонтами, восстановлением, модернизацией технологического оборудования, систем и элементов.

Отдельным подэтапом может быть подготовка к продлению срока эксплуатации и эксплуатация блока сверх нормативного срока службы.

Этап заканчивается принятием Правительством РФ решения об окончательном останове энергоблока АЭС, которое может быть принято по причинам:

- исчерпания назначенного срока службы;
- исчерпания продленного срока службы;
- по соображениям экономической нецелесообразности;
- в результате крупной аварии.

Этап 2. Окончательный останов (прекращение эксплуатации). Данный этап включает в себя безопасный перевод энергоблока в «ядерно-безопасное» состояние, под которым понимают удаление ядерного топлива с блока, и возможность длительного поддержания его в этом состоянии. С этого момента прекращается использование объекта по проектному назначению.

Таким образом, формальным завершением стадии эксплуатации можно считать ликвидацию ядерной опасности в результате перевода блока АЭС в ядерно-безопасное состояние.

В этом случае Ростехнадзором предусматривается выдача дополнительной лицензии на эксплуатацию блока АЭС, остановленного для вывода из эксплуатации.

## **Стадия «Вывод из эксплуатации»**

Современное понятие этой стадии — «деятельность после удаления ядерного топлива и других ядерных материалов с блока АС, исключающая использование блока АС в качестве источника энергии и обеспечивающая безопасность персонала, населения и окружающей среды».

Эта деятельность включает дезактивацию, удаление радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, демонтаж оборудования, зданий, сооружений и конструкций.

Отметим важность понятия конечного состояния (end-state) для вывода из эксплуатации, поскольку именно от того, каким будет конечное состояние, зависит планирование и организация работ по ВЭ, а также их стоимость.

На этой стадии деятельность эксплуатирующей организации должна вестись в строгом соответствии с Программой и Проектом вывода из эксплуатации блока АЭС и осуществляться на основе условий действия лицензии, выданной регулирующим органом (Ростехнадзором) на вывод из эксплуатации этого блока АЭС.

Стадия начинается с получения эксплуатирующей организацией «Лицензии на эксплуатацию объектов (далее зданий, структур, систем и компонентов — ЗССК) бывшего энергоблока АЭС», с целью обеспечения их ядерной, радиационной и технической безопасности.

Этап 1. Подготовка блока к выводу из эксплуатации. Завершением данного этапа является ликвидация ядерной опасности и получение лицензии Ростехнадзора на вывод блока из эксплуатации.

Этап 2. Вывод из эксплуатации блока АЭС (реализация принятого варианта, стратегии с достижением заданного конечного состояния) начинается с получения эксплуатирующей организацией «Лицензии Ростехнадзора на вывод блока из эксплуатации и на эксплуатацию объектов бывшего энергоблока АЭС».

Этап можно разбить на следующие подэтапы.

1. Перевод в радиационно-безопасное состояние и поддержание в этом состоянии.

Решаются следующие задачи:

- перевод зданий, сооружений, систем и конструкций (ЗССК), включая площадку бывшего энергоблока АЭС, в радиационно-безопасное состояние;
- поддержание ЗССК в этом состоянии.

Подэтап заканчивается принятием решения о необходимости полной ликвидации радиационной опасности, то есть о проведении мероприятий, позволяющих исключить ЗССК бывшего энергоблока АЭС из списка объектов, подлежащих регулируемому контролю.

2. Ликвидация технической опасности.

Подэтап включает в себя разработку необходимой проектной документации, а также материалов, обосновывающих техническую безопасность проведения соответствующих работ. Непосредственным работам по ликвидации технической опасности предшествует получение лицензии на соответствующую деятельность. После завершения всех работ и подписания соответствующих документов объекты (ЗССК) бывшего энергоблока АЭС снимаются с технического надзора.

3. Заключительный (подготовка отчета по достижению конечного состояния, снятие с регулирующего контроля).

Окончание указанных работ и мероприятий на данной стадии фиксируется актом заключительного обследования объектов и площадки блока АЭС, представляемого эксплуатирующей организацией регулируемому органу (Ростехнадзору), для принятия решения о полном или частичном их освобождении из-под регулирующего радиационного контроля.

Завершением этой стадии достигается конечное состояние блока АЭС и площадки его размещения, заданное Программой и Проектом вывода из эксплуатации, и заканчивается жизненный цикл блока АЭС. Необходимо отметить, что долгое время жизненный цикл блока АЭС можно было рассматривать «линейным» графиком согласно рис. 2.1.

Такой подход предусматривал, что с выводом из эксплуатации блока АЭС заканчивается процесс обязательного устранения всех отрицательных факторов на персонал, население и окружающую среду, связанных с существованием, эксплуатацией и ликвидацией блока.

В России и ряде зарубежных стран принята многоблочная структура площадки АЭС. Как правило, на площадке одновременно могут находиться действующие, строящиеся и остановленные для вывода из эксплуатации АЭС. В связи с этим и другими соображениями, как в России, так и за рубежом происходит переосмысление понятия конечного состояния площадки АЭС.

Конец ознакомительного фрагмента.

Приобрести книгу можно

в интернет-магазине

«Электронный универс»

[e-Univers.ru](http://e-Univers.ru)