

Белорусский национальный технический университет

Энергетический факультет

Кафедра «Тепловые электрические станции»

**ЭЛЕКТРОННЫЙ УЧЕБНО-МЕТОДИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС
ПО УЧЕБНОЙ ДИСЦИПЛИНЕ**

ВЫВОД АЭС ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

для специальности

1-43 01 08 «Паротурбинные установки атомных электрических станций»

Составитель: Некало И.А.

Рассмотрено и утверждено

на заседании совета энергетического факультета 30.06.2022 г.

протокол № 11

Минск БНТУ 2022

Перечень материалов

Тематический конспект лекций по учебной программе, вопросы к зачету, рекомендуемая литература, учебная программа, учебно-методические, справочные и нормативные материалы.

Пояснительная записка

Цели ЭУМК:

повышение качества и эффективности образовательных услуг. Обеспечение студентов учебно-методическим материалом для развития у студентов знаний, умений и навыков, необходимых для решения мировых проблем по выводу из Эксплуатации. ЭУМК позволяет углубленно или самостоятельно изучать дисциплину «Вывод АЭС из эксплуатации». Также ЭУМК может быть использован преподавателями для подготовки к лекционным занятиям.

Особенности структурирования и подачи учебного материала:

ЭУМК включает следующие разделы: теоретический (курс лекций по учебной дисциплине), контроль знаний (вопросы к зачету) и вспомогательный (учебная программа, учебные методические, справочные и нормативные материалы, литературные источники).

Рекомендации по организации работы с УМК:

рекомендуется последовательно изучать материалы теоретического раздела с последующим контролем знаний в виде ответов на вопросы к зачету.

ОГЛАВЛЕНИЕ

ТЕОРЕТИЧЕСКИЙ РАЗДЕЛ.....	4
РАЗДЕЛ I. ЭТАПЫ ВЫВОДА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГОБЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ.....	4
1.1 Продление срока службы энергоблоков АЭС	4
1.2 Подготовка ядерных энергоблоков к выводу из эксплуатации.....	8
1.3 Этапы вывода ядерных энергоблоков из эксплуатации	11
РАЗДЕЛ II. ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ ПО ВЫВОДУ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГОБЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ.....	19
2.1 Подходы к составлению проекта вывода энергоблока из эксплуатации.....	19
2.2 Выгрузка и вывоз ядерного топлива	25
2.3 Технология перевода энергоблока в ремонтное состояние	35
2.4 Дезактивация и демонтаж радиоактивного оборудования	42
РАЗДЕЛ III. ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ ПО ВЫВОДУ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГОБЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ.....	55
3.1 Возможные варианты и подготовка к выводу из эксплуатации энергоблока с ВВЭР-1000	58
3.2 Возможные варианты и подготовка к выводу из эксплуатации энергоблока с РБМК-1000.....	64
3.3 Принципы демонтажа корпуса реактора ВВЭР-1000 и графитовой кладки РБМК-1000	71
РАЗДЕЛ IV. ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС	80
4.1 Модель финансирования процесса вывода из эксплуатации и структура финансовых затрат на вывод из эксплуатации	81
4.2 Методика определения затрат на эксплуатацию АЭС	93
ЛИТЕРАТУРА	99
ВОПРОСЫ К ЗАЧЕТУ	103
УЧЕБНАЯ ПРОГРАММА.....	104
УЧЕБНО-МЕТОДИЧЕСКИЕ, СПРАВОЧНЫЕ И НОРМАТИВНЫЕ МАТЕРИАЛЫ ПО ДИСЦИПЛИНЕ.....	112
СОКРАЩЕНИЯ И УСЛОВНЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ	144

ТЕОРЕТИЧЕСКИЙ РАЗДЕЛ

РАЗДЕЛ I. ЭТАПЫ ВЫВОДА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГОБЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

1.1 Продление срока службы энергоблоков АЭС

«Вывод из эксплуатации АЭС и (или) пункта хранения – процесс, направленный на прекращение дальнейшего использования по назначению ядерной установки и (или) пункта хранения, при котором обеспечивается безопасность работников (персонала) эксплуатирующей организации, граждан и окружающей среды» - Закон РБ «Об использовании ядерной энергии».

В соответствии со статьей 2 закона РБ «Об использовании атомной энергии» [2] жизненный цикл энергоблока АЭС можно представить в виде последовательности определенных стадий, во время которых осуществляются следующие виды деятельности:

1. Размещение;
2. Проектирование;
3. Сооружение;
4. Эксплуатация;
5. Вывод из эксплуатации.

Каждый элемент жизненного цикла имеет начало и конец. Под началом и концом понимают получение и прекращение действия лицензии (разрешения) на соответствующий вид деятельности.

Стадия «Размещение»

Стадия может быть разбита на три этапа.

Этап 1. Формирование инвестиционного замысла.

Этап 2. Разработка «Декларации о намерениях инвестирования».

Этап 3. Разработка «Обоснования инвестиций».

На этих этапах Заказчик определяет цели инвестирования, номенклатуру проектируемой к выпуску продукции (услуг), назначение и мощность объекта строительства, место размещения объекта.

Стадия заканчивается заключением Государственной экологической экспертизы о возможности сооружения и функционирования объекта инвестирования (в частности, энергоблока АЭС) с учетом влияния на безопасность объектов и субъектов данного региона.

Стадия «Проектирование».

Юридическим признаком начала стадии служит получение Заказчиком «Лицензии на комплексное природопользование».

Стадия может быть разбита на два этапа.

Этап 1. Разработка Технико-экономического обоснования проекта (ТЭО).

По результатам этой работы после соответствующих согласований, экспертиз и утверждений принимается решение об изъятии земельного участка под строительство и получается лицензия на строительство.

Этап 2. Рабочая документация для строительства. Разрабатывается Проектировщиком, а в ряде случаев Строителем.

Основные задачи этапа:

обеспечение процессов строительного производства технической документацией (чертежи, схемы, спецификации, ведомости материалов и оборудования, расчеты стоимости и т.д.);

обеспечение комплектующих организаций, организаций — разработчиков и поставщиков оборудования, изделий и материалов необходимой технической документацией.

На этой стадии должно быть подготовлено Предварительное обоснование безопасности проектируемого блока.

Положительное заключение (экспертиза Ростехнадзора) по материалам, обосновывающим безопасность, является признаком завершения стадии «Проектирование».

Стадия «Сооружение».

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

Деятельность на стадии «Сооружение АЭС» включает: возведение объекта (строительство, комплектация, монтаж), пуско-наладку процессов, ввод в эксплуатацию, освоение, вывод на проектную мощность.

Стадия заканчивается положительным заключением Регулирующего органа о безопасности энергоблока АЭС. С этого момента энергоблок готов к выполнению своей основной функции, ради которой осуществлялось инвестирование в виде капитальных вложений (т.е. для выработки электроэнергии).

Стадия «Эксплуатация».

Стадия начинается после завершения процедуры «ввода в эксплуатацию» при наличии у эксплуатирующей организации «Лицензии на эксплуатацию энергоблока АЭС».

При этом под эксплуатацией АЭС понимается: «вся деятельность, направленная на достижение безопасным образом цели, для которой была

сооружена АЭС, включая работу на мощности, пуски, остановы, испытания, техническое обслуживание, ремонт, перегрузку топлива, инспектирование во время эксплуатации и другую связанную с этим деятельность» [3].

Это самая продолжительная стадия жизненного цикла энергоблока АЭС как энергетического объекта. Она может быть разделена на следующие этапы и подэтапы:

- ввод в эксплуатацию;
- освоение мощности;
- работа в соответствии с проектом — возврат инвестиций; к этому подэтапу можно отнести и работы по модернизации и продлению сроков эксплуатации;
- останов для вывода из эксплуатации — прекращение выработки энергии, предусмотренной проектом.
- вывоз отработавшего ядерного топлива (Блок АЭС, остановленный для вывода из эксплуатации, считается находящимся в эксплуатации до удаления с него всех ядерных материалов, включая свежее ядерное топливо и ОЯТ. В этот период сохраняются все требования к персоналу и документации, как для действующего блока АЭС [3]).

Формальным окончанием стадии «Эксплуатация» можно считать прекращение действия технологического регламента и лицензии на эксплуатацию энергоблока АЭС как энергетического объекта.

Стадия «Вывод из эксплуатации».

Эта стадия может быть еще более длительной, чем стадия «Эксплуатация», в зависимости от принимаемого варианта вывода из эксплуатации.

В настоящее время применительно к окончательно остановленным блокам БАЭС и НВАЭС выдана лицензия на вид деятельности «Эксплуатация ядерной установки (блока АЭС), остановленной для вывода из эксплуатации». На самом деле имеется в виду эксплуатация некоторых отдельных систем и оборудования, например общих с другими действующими на площадке АЭС энергоблоками, и в этом контексте более правильно было бы считать, что стадия должна начинаться с получения лицензии на вид деятельности «Эксплуатация систем, конструкций, компонентов, оборудования и т.п. (СККО) остановленного энергоблока АЭС».

Эту стадию можно условно разбить на два этапа, характеризующихся последовательным уменьшением (ликвидацией) опасности в порядке: «ядерная», «радиационная», «техническая».

Этап «Ликвидация ядерной опасности». Ликвидация ядерной опасности достигается вывозом с энергоблока АЭС всего ядерного топлива (отработавшего и свежего) и ядерных материалов.

В случае «планового» окончательного останова перевод в ядерно безопасное состояние осуществляется по утвержденным регулирующим органом процедурам, аналогичным процедурам для действующего энергоблока АЭС, поэтому разрабатывать специальные документы, обосновывающие безопасность проведения подобных работ, не требуется.

Однако в случае «аварийного» окончательного останова процедура приведения энергоблока АЭС в ядерно безопасное состояние может потребовать разработки специальных мероприятий.

Поскольку после вывоза всего ядерного топлива СККО бывшего энергоблока АЭС будут представлять только радиационную и техническую опасность, то на этом этапе требуется разработка проектной документации и документов, обосновывающих безопасность их длительного технического обслуживания.

Этап «Последовательная ликвидация радиационной опасности СККО». Этап включает разработку, обоснование и реализацию мероприятий по удалению радиоактивных веществ, накопленных в процессе эксплуатации. Поскольку эта деятельность потенциально опасна для персонала, населения и окружающей среды, то документы, обосновывающие ее безопасность, должны пройти экспертизу регулирующего органа.

Этап начинается с получения лицензии на проведение соответствующей деятельности, а заканчивается исключением соответствующих объектов из списка СККО, подлежащих радиационному контролю. Конечное состояние фиксируется в Акте обследования площадки энергоблока АЭС в целях полного или частичного его освобождения из-под контроля органов регулирования безопасности, а вопросы обеспечения радиационной безопасности уступают место вопросам обеспечения технической безопасности (техники безопасности) выполнения работ.

На этом этапе достигается заданное конечное состояние и заканчивается жизненный цикл энергоблока АЭС.

Решение о ВиЭ АЭС принимается по трем причинам:

- выработан проектный ресурс (50-80 лет);
- дальнейшая эксплуатация нерентабельна (проблемы с безопасностью);
- принято политическое решение (протест общественности).

На рисунке 1.1 в качестве иллюстрации представлена стадия вывода из эксплуатации в составе жизненного цикла АЭС.

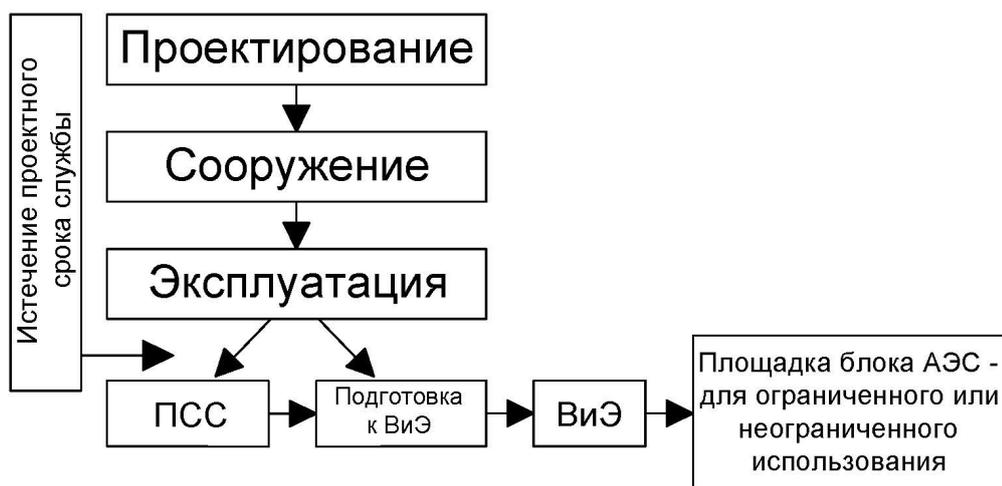


Рисунок 1.1 – Иллюстрация этапов жизненного цикла АЭС

Несмотря на многообразие типов реакторных установок, подходы к осуществлению вывода из эксплуатации могут быть достаточно универсальными.

Корпус реактора – основной незаменимый элемент ядерной энергетической установки, поэтому его ресурс является определяющим для срока эксплуатации атомного энергоблока. Охрупчивание металла сварных швов корпуса под действием нейтронного облучения – один из факторов, ограничивающих время службы реактора. Для восстановления ресурсных характеристик металла корпуса реактора типа ВВЭР была придумана технология *отжига реактора*. Эта процедура необходима для продления срока службы АЭС, потому что она позволяет восстановить ресурсные характеристики более чем на 80%.

1.2 Подготовка ядерных энергоблоков к выводу из эксплуатации

Не позднее чем за пять лет до истечения проектного срока службы АЭС (блока АЭС, иного ОИАЭ, находящегося на площадке АЭС), эксплуатирующая организация на основе концепции вывода АЭС из эксплуатации, а также анализа проектной документации и опыта эксплуатации должна обеспечить подготовку пакета документов. К ним, в частности относятся про *Программы* и *Проект* вывода АЭС из эксплуатации [2].

Программы вывода АЭС из эксплуатации

Программа вывода из эксплуатации блока АС является организационно-техническим документом, в котором описываются основные виды деятельности и работы, определяются порядок, условия и планируемые сроки их выполнения при подготовке к выводу из эксплуатации блока АЭС для конкретного варианта.

Программа ВиЭ блока АЭС содержит следующие цели:

- разработка взаимоувязанного по срокам и очередности перечня мероприятий и работ, обеспечивающих реализацию выбранного варианта;
- разработка необходимого перечня документации для осуществления подготовки к выводу из эксплуатации;
- описание мероприятий по обеспечению безопасности проведения работ по выводу из эксплуатации.

Программа представляется в Госатомнадзор РБ для оформления в установленном порядке изменений в условия действия лицензии на эксплуатацию блока АЭС. При изменении сроков окончательного останова блока АЭС *Программа* должна быть пересмотрена.

Программа используется Госатомнадзором РБ для оценки планируемой деятельности эксплуатирующей организации, направленной на подготовку к ВиЭ блока АЭС, на весь период времени, необходимый для приведения блока АЭС в заданное конечное состояние, в соответствии с выбранным вариантом вывода из эксплуатации блока АЭС. Для каждого блока многоблочных АЭС должна разрабатываться отдельная *Программа*.

Программа должна состоять из двух разделов:

1) Подготовка к ВиЭ блока АЭС, где должны быть регламентированы мероприятия и работы в период с момента утверждения *Программы* до начала работ по выводу из эксплуатации блока АЭС;

Составляется и представляется перечень целей и сроков организационно-технических мероприятий и работ, которые планируются для реализации на этапе подготовки блока АЭС к выводу из эксплуатации, в рамках лицензии на эксплуатацию блока АЭС, включая подготовку документации для получения лицензии на вывод из эксплуатации блока АЭС.

2) ВиЭ блока АЭС, где должны быть регламентированы мероприятия и работы в период от начала вывода из эксплуатации блока АЭС до достижения заданного конечного состояния блока АЭС.

Составляется и представляется перечень целей и сроков организационно-технических мероприятий и работ, которые планируются для реализации на этапе вывода из эксплуатации блока АЭС, в рамках лицензии на вывод из эксплуатации блока АЭС в виде набора подпрограмм по основным видам деятельности при выводе из эксплуатации блока АЭС как основы для разработки соответствующих разделов проекта вывода из эксплуатации блока АЭС.

Программа может содержать ряд подпрограмм, направленных на решение конкретных задач по выводу из эксплуатации, например:

- подпрограмма обращения с радиоактивными отходами;
- подпрограмма работ по дезактивации оборудования, систем и

строительных конструкций блока АЭС;

- подпрограмма производства демонтажных работ;
- подпрограмма работ по обращению с материалами повторного использования;
- подпрограмма работ по ликвидации последствий возможных аварий;
- подпрограмма работ по радиационному и дозиметрическому контролю;
- подпрограмма работ по физической защите;
- подпрограмма консервации оборудования, систем и строительных конструкций блока АЭС;
- подпрограмма локализации высокоактивного оборудования в помещениях реакторного отделения;
- подпрограмма оценки стоимости выполнения работ;
- подпрограмма финансирования вывода из эксплуатации блока АЭС.

Проект вывода из эксплуатации блока АС

Все конкретные работы по выводу из эксплуатации блока АЭС осуществляются в соответствии с разрабатываемым эксплуатирующей организацией Проектом вывода из эксплуатации. В общем виде Проект ВиЭ является документом, описывающим процесс реализации комплекса скоординированных и контролируемых работ, выполняемых для достижения поставленных целей в соответствии с конкретной стратегией.

Цели и задачи Проекта:

- минимизация риска и ущерба для персонала, населения и окружающей среды;
- уменьшение объемов радиоактивных и нерадиоактивных отходов;
- снижение расходов, связанных с выводом из эксплуатации блока АЭС.

Проект ВиЭ конкретизирует основные положения, изложенные в Программе ВиЭ, и в значительной степени основывается на результатах комплексного инженерного и радиационного обследования (КИРО) данного блока АЭС. В Проекте отражаются организационная и управленческая структуры; определяются конкретные виды и сроки работ на различных этапах вывода из эксплуатации; технологии, методы и способы их проведения, последовательность их выполнения, необходимые людские, финансовые и материально-технические ресурсы.

Необходимо отметить, что в настоящее время пока отсутствуют типовые проекты вывода из эксплуатации и методические указания к их разработке

для реакторных установок. Также пока отсутствуют четкие нормативные требования к содержанию *Проекта* по выводу из эксплуатации реакторных установок.

Для выполнения работ по выводу из эксплуатации, досрочному выводу из эксплуатации либо ограничению эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения эксплуатирующей организацией создается фонд вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения.

Порядок формирования фонда вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения устанавливается Президентом Республики Беларусь.

Для атомной электростанции или ее блока фонд вывода из эксплуатации формируется за счет средств, полученных от продажи электрической и тепловой энергии и оказания иных услуг, а также за счет иных источников, не противоречащих законодательству (рисунок 1.2).

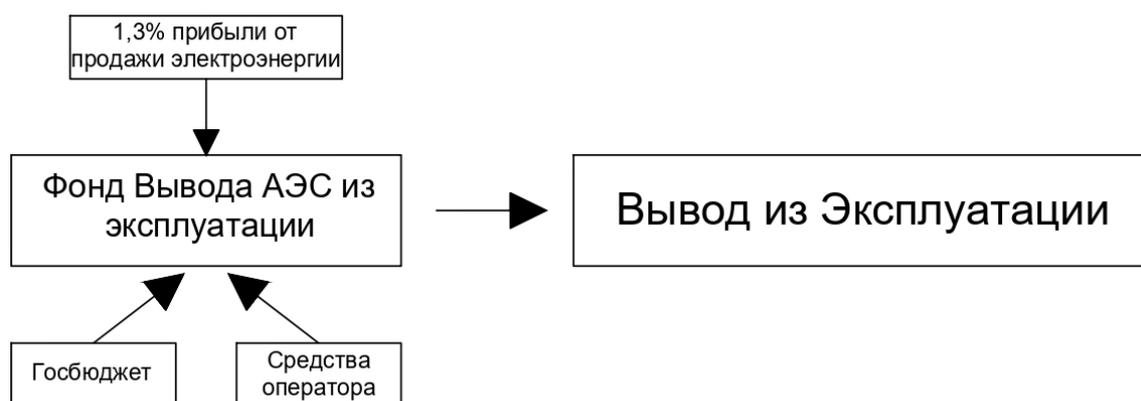


Рисунок 1.2 – Схема формирования фонда ВиЭ [4].

Фонд вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения используется только для финансирования мер, предусмотренных программами вывода из эксплуатации, досрочного вывода из эксплуатации либо ограничения эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения [2].

Одно из преимуществ продления срока службы АЭС состоит в создании достаточного количества времени для накопления в фонд вывода из эксплуатации необходимых финансовых средств.

1.3 Этапы вывода ядерных энергоблоков из эксплуатации

Несмотря на многообразие типов реакторных установок, подходы к осуществлению вывода из эксплуатации могут быть достаточно универсальными.

Существуют три основные стратегии вывода из эксплуатации [5]:

- немедленный демонтаж;
- отложенный демонтаж или сохранения под наблюдением;
- захоронение.

В настоящее время в большинстве стран, использующих ядерную энергию, приняты следующие концептуальные подходы к осуществлению стратегии процесса вывода из эксплуатации АЭС, представленные на рис. 1.3.

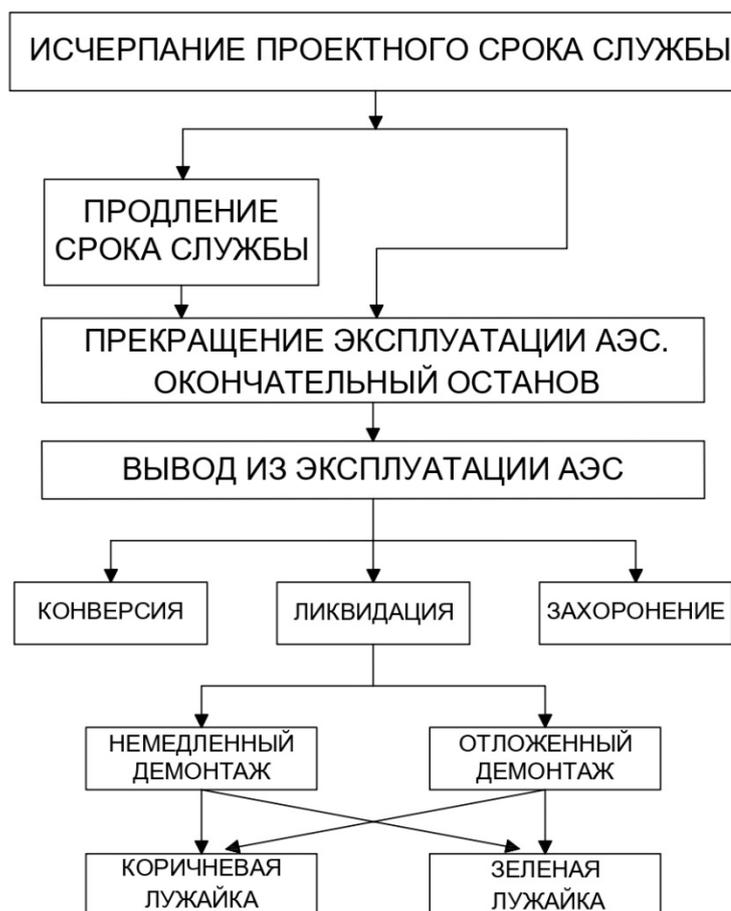


Рисунок 1.3– Концептуальные подходы к осуществлению стратегии вывода из эксплуатации АЭС

Как видно из рисунка 1.3, после истечения проектного или продленного срока службы энергоблок прекращает выполнение проектной функции — использование в качестве источника энергии. После выполнения мероприятий, связанных с окончательным остановом реактора, и удаления ядерного топлива наступает этап вывода из эксплуатации.

Продление срока службы допускается специальной лицензией после выполнения необходимых мероприятий по ремонту и модернизации блока АЭС в целях обеспечения современных требований по безопасности и

надежности. Однако после продления срока службы вывод из эксплуатации блока АЭС неизбежен.

Ликвидация блока АЭС — вариант вывода из эксплуатации, предусматривающий дезактивацию оборудования, зданий и сооружений; ликвидацию радиоактивных загрязнений до приемлемого (в соответствии с действующими нормами) уровня; демонтаж оборудования, систем, конструкций и строительных сооружений, содержащих радиоактивные вещества и материалы; обращение с образующимися РАО и другими опасными отходами, включая их удаление с площадки АЭС, а также подготовку площадки для дальнейшего ограниченного или неограниченного использования.

Создание объекта окончательной изоляции (захоронение) на месте расположения выводимого из эксплуатации блока АЭС — вариант вывода из эксплуатации, предусматривающий размещение и локализацию радиоактивно загрязненных компонентов оборудования, строительных конструкций и кондиционированных РАО на месте с созданием необходимых физических барьеров, исключающих несанкционированный доступ в зону локализации и обеспечивающих радиационную безопасность персонала, населения и окружающей среды в течение всего срока сохранения радиоактивными отходами потенциальной опасности.

При реализации базовых вариантов вывода из эксплуатации может осуществляться конверсия ЗССО блока АЭС, направленная на изменение целевого назначения отдельных компонентов блока АЭС для создания новой инфраструктуры для ВиЭ, обращения с РАО и ведения иных видов практической деятельности.

При выборе варианта ВиЭ могут быть использованы сочетания и модификации базовых вариантов, а выбор конкретного варианта и его архитектуры определяется и обосновывается оптимальной совокупностью инженерных, экономических, экологических и иных факторов в рамках объектовой концепции вывода из эксплуатации площадки многоблочной АЭС.

Процесс вывода из эксплуатации ввиду своей сложности может быть разбит на несколько этапов и включать этап длительного безопасного хранения блока АЭС под наблюдением в целях снижения уровня радиационной опасности объекта за счет распада радиоактивных веществ при поддержании на должном уровне состояния барьеров безопасности.

Этапы вывода из эксплуатации характеризуются и определяются конечным состоянием объекта при завершении работ по этапу.

Вывод из эксплуатации блока АЭС по варианту «ликвидация».

Целью ВиЭ по варианту «ликвидация» является перевод ядерно безопасного блока АЭС, остановленного для вывода из эксплуатации, в состояние «нерадиационный» объект и доведение промплощадки блока до

состояния, позволяющего дальнейшее неограниченное использование ЗССО и территории промплощадки в промышленных целях — «серая лужайка».

Указанный вариант может быть реализован по двум направлениям:

- немедленная ликвидация (немедленный демонтаж);
- ликвидация после сохранения под наблюдением (отложенный демонтаж).

Ликвидация блока АЭС после сохранения под наблюдением. Этот вариант вывода из эксплуатации разделен на три этапа.

а) Этап подготовки блока к сохранению под наблюдением.

Этап включает:

- локализацию высокоактивного оборудования в помещениях реакторного отделения блока на период, определяемый проектом вывода из эксплуатации, установленный с учетом предполагаемого изменения фактической радиационной обстановки на блоке АЭС и остаточного ресурса строительных и защитных конструкций блока;
- создание (при необходимости) дополнительных защитных барьеров и охранных зон для защиты от ионизирующего излучения персонала при проведении работ по выводу из эксплуатации блока АЭС;
- консервацию оборудования, систем и строительных конструкций блока АЭС, использование которых предполагается на последующих этапах ВиЭ.

Нормативная продолжительность этапа не должна превышать пяти лет и регламентируется технологическими процессами локализации, описанными в проекте ВиЭ.

б) Этап сохранения блока АЭС под наблюдением.

Этап включает:

- эксплуатацию ЗССО, обеспечивающих режим безопасного сохранения блока под наблюдением;
- радиационный контроль и мониторинг промплощадки и окружающей среды;
- подготовку нормативно-технической документации и оборудования, необходимого для проведения работ на следующем этапе.

На этапе сохранения блока под наблюдением может быть выполнена переработка накопленных и вновь образующихся РАО, демонтаж и удаление нерадиоактивного, слабозагрязненного и низкоактивированного оборудования и систем блока АЭС, не задействованных в обеспечении безопасности и выполнении работ на текущем и последующих этапах ВиЭ, с утилизацией нерадиоактивного оборудования и переработкой, кондиционированием и отправкой кондиционированных РАО на

организованное хранение или захоронение, в том числе во временных хранилищах на промплощадке АЭС.

На этапе сохранения под наблюдением возможно перепрофилирование отдельных помещений, зданий и сооружений блока для нужд АЭС, т.е. конверсия.

Длительность этапа — в пределах от 30 до 100 лет.

в) Этап ликвидации блока АЭС как «радиационного» объекта.

Этап включает:

- полный демонтаж локализованного и не демонтированного на предыдущих этапах радиоактивного оборудования и конструкций;
- дезактивацию и перевод зданий и сооружений блока АЭС из состояния «радиационный» объект в состояние «нерадиационный» объект;
- переработку и вывоз всех РАО в федеральный объект окончательной изоляции на хранение или захоронение;
- демонтаж неиспользуемых зданий и сооружений блока АЭС (при необходимости);
- доведение освобождаемой площадки блока АЭС до состояния, позволяющего ее неограниченное промышленное использование («серая лужайка»);
- перепланировку освободившейся территории промплощадки (при необходимости).

Нормативная продолжительность этапа не должна превышать шести лет.

Ликвидация блока АЭС по варианту «немедленный демонтаж».

Этот вариант вывода из эксплуатации разделен на два этапа.

а) Этап подготовки блока к ликвидации.

Этап включает:

- создание на АЭС системы обращения с РАО, образующимися при выводе из эксплуатации блока АЭС и накопленными при эксплуатации;
- проведение «жесткой» контурной дезактивации оборудования 1-го контура для максимально возможного снижения уровня радиоактивного излучения;
- подготовку рабочих зон и размещение необходимого оборудования и систем для фрагментации, дезактивации, сортировки и паспортизации отходов, образующихся при демонтаже;
- заказ, поставку и ввод в эксплуатацию достаточного парка техники и оборудования для демонтажа ЗССО при выводе из эксплуатации.

На этапе подготовки блока к ликвидации может быть выполнена переработка накопленных и вновь образующихся РАО, демонтаж и удаление нерадиоактивного, слабозагрязненного и низкоактивированного оборудования и систем блока АЭС, не задействованных в обеспечении безопасности и выполнении работ на последующих этапах ВиЭ, с утилизацией нерадиоактивного оборудования и переработкой, кондиционированием и отправкой кондиционированных РАО на организованное хранение или захоронение, в том числе во временные хранилища на промплощадке АЭС.

Нормативная продолжительность этапа не должна превышать пяти лет и регламентируется технологическими процессами подготовки к ликвидации, описанными в проекте вывода из эксплуатации.

б) Этап ликвидации блока АЭС как «радиационного» объекта.

Этап включает:

- полный демонтаж радиоактивных ЗССО блока АЭС в соответствии с Проектом. Демонтаж выполняется, как правило, по принципу от «чистого» к «грязному», т.е. сначала демонтируется незагрязненное оборудование и системы, затем слабозагрязненное и в конце сильнозагрязненное и активированное оборудование и конструкции;
- дезактивацию и перевод зданий и сооружений блока АЭС из состояния «радиационный» объект в состояние «нерадиационный» объект;
- переработку и вывоз всех РАО в федеральный объект окончательной изоляции на хранение или захоронение;
- демонтаж неиспользуемых зданий и сооружений блока АЭС (при необходимости);
- доведение освобождаемой площадки блока АЭС до состояния, позволяющего ее неограниченное промышленное использование («серая лужайка»);
- перепланировку освободившейся территории промплощадки (при необходимости).

Нормативная продолжительность этапа не должна превышать 15 лет.

Вывод из эксплуатации блока АЭС по варианту «захоронение». Целью данного варианта ВиЭ является создание объекта окончательной изоляции (приповерхностное захоронение) на основе конструкций выводимого из эксплуатации блока АЭС, предусматривающего размещение и локализацию радиоактивно загрязненных компонентов оборудования, строительных конструкций и кондиционированных РАО на месте, с созданием необходимых физических барьеров, исключающих несанкционированный доступ в зону локализации и обеспечивающих радиационную безопасность

персонала, населения и окружающей среды в течение всего срока сохранения радиоактивными отходами потенциальной опасности.

Этот вариант вывода из эксплуатации разделен на два этапа.

а) Этап подготовки к захоронению.

Этап включает:

- полный демонтаж нерадиоактивного оборудования и отправку его на утилизацию и переработку;
- демонтаж слабозагрязненного и низкоактивированного оборудования и систем блока АЭС, не задействованных в обеспечении безопасности с последующей утилизацией нерадиоактивного оборудования, переработкой, кондиционированием и размещением кондиционированных РАО на организованное захоронение в зоне локализации;
- переработку и подготовку всех РАО, находящихся на площадке блока АЭС, к захоронению в создаваемой зоне локализации;
- создание зоны локализации на основе строительных конструкций реакторного отделения блока АЭС и/или на месте хранения особых радиоактивных отходов;
- создание зоны локализации реактора в пределах бетонной шахты реактора;
- создание зон локализации крупногабаритного радиоактивно загрязненного оборудования, не подлежащего демонтажу, в помещениях его штатного размещения;
- перевод зданий и сооружений блока АЭС, не включенных в зону локализации, из состояния «радиационный» объект в состояние «нерадиационный» объект;
- размещение всех переработанных и кондиционированных РАО в созданной зоне локализации для последующего захоронения;
- создание системы наблюдения и контроля целостности барьеров безопасности, радиационного мониторинга и т.д.;
- создание организационной структуры и инфраструктуры для эксплуатации вновь создаваемого объекта окончательной изоляции радиоактивных отходов (ООИ).

Нормативная продолжительность этапа не должна превышать десяти лет.

б) Этап захоронения.

Этап включает:

- создание в пределах зоны локализации приповерхностного объекта окончательной изоляции радиоактивных отходов путем использования существующих и организации новых физических

барьеров безопасности на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду;

- демонтаж неиспользуемых зданий и сооружений блока АЭС (при необходимости);
- доведение освобождаемой площадки блока АЭС до состояния, позволяющего ее неограниченное промышленное использование («серая лужайка»);
- перепланировка освободившейся территории промплощадки (при необходимости);
- подготовка необходимого пакета документов и получение лицензии на эксплуатацию нового объекта — ООИ как элемента ЕГС РАО.

Нормативная продолжительность этапа не должна превышать пяти лет

[1].

РАЗДЕЛ II. ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ ПО ВЫВОДУ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГБЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

2.1 Подходы к составлению проекта вывода энергоблока из эксплуатации

Учет этапа будущего вывода из эксплуатации при проектировании новых энергоблоков является важным аспектом реализации ключевых требований при практической деятельности по выводу из эксплуатации энергоблоков АЭС:

- обеспечение радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды;
- минимизация высвобождающейся радиоактивности и объемов радиоактивных отходов;
- минимизация затрат и достижение приемлемой социальной эффективности.

Ниже, в качестве поясняющего примера, приведены некоторые требования и рекомендации по проектированию АЭС с учетом этапа вывода из эксплуатации.

Проект строительства блока АЭС должен содержать:

- описание конкретных проектных и конструкторских характеристик (объемно-планировочные и конструктивные решения), направленных на обеспечение безопасности при будущем выводе из эксплуатации блока АЭС;
- паспорта на химический состав конструкционных и защитных материалов, содержащих элементы, на изотопах которых образуются долгоживущие радионуклиды;
- перечень основных планируемых мероприятий по обеспечению безопасности вывода из эксплуатации блока АЭС;
- концептуальный подход будущего вывода из эксплуатации с прогнозными оценками объемов, вида, категории РАО, предложениями по демонтажу элементов основных систем, оборудования и конструкций блока АЭС;
- перечень помещений, систем и оборудования, важных при проведении работ по выводу из эксплуатации блока АЭС.

Проект блока АЭС должен предусматривать сохранение и передачу важной проектной документации и информации для создания базы данных по выводу из эксплуатации блока АЭС.

При сооружении АЭС должны быть документально зафиксированы все отклонения от проекта в части материалов, конструкций, оборудования, технических решений и прочего.

Для будущего выбора и обоснования стратегии вывода из эксплуатации блока АЭС эксплуатирующая организация должна проводить обследования блока АЭС в объеме, необходимом для рассмотрения различных стратегий ВЭ. По результатам обследований и анализа проектной и эксплуатационной документации выполняются технико-экономические исследования различных стратегий, с учетом которых эксплуатирующая организация в будущем принимает решение о выборе конкретной стратегии ВиЭ.

При эксплуатации реакторной установки важно не только получение информации, но и ее сохранение, классификация и представление в удобной для анализа форме. Это обеспечивается с помощью базы данных по выводу из эксплуатации или информационной системы жизненного цикла.

В качестве примера вариант блок-схемы информационной системы жизненного цикла представлен на рисунке 2.1.



Рисунок 2.1 – Блок-схема Информационной системы жизненного цикла АЭС (ИСАЭС) [1].

Информационная система жизненного цикла АЭС

На протяжении всего жизненного цикла АЭС приходится иметь дело с огромным количеством информации и документации, которая должна быть сохранена, систематизирована и доступна на заключительном этапе.

Для этих целей каждый блок АЭС должен иметь собственную Информационную систему жизненного цикла блока АЭС (ИСАЭС).

Цель ИСАЭС состоит в обеспечении Пользователя способами, методами и инструментами, которые помогут оперативно найти обоснованный ответ на любые специфические вопросы в общей проблеме

вывода из эксплуатации и обеспечить надежную оценку ключевых параметров: коллективной дозы облучения, объемов и уровней радиоактивных отходов, стоимости работ при выводе из эксплуатации (продлении срока службы, реконструкции).

ИСАЭС включает информацию и инструменты, которые дают возможность Пользователю анализировать результаты решения следующих основных задач.

- Оценка технического и радиационного состояния площадки, зданий и сооружений блока АЭС.
- Расчет и прогноз коллективной эквивалентной дозы с учетом временного фактора, уровней активности, объемов и видов радиоактивных отходов, продолжительности процесса вывода из эксплуатации или продления срока службы или реконструкции, а также стоимости работ.
- Изучение и сравнение различных вариантов вывода из эксплуатации или продления срока службы или реконструкции АЭС.
- Определение характеристик, источников образования и истории различных типов радиоактивных отходов, а также контроль за их движением в процессе обработки, упаковки и транспортировки к местам хранения и захоронения.
- Анализ экспериментальных данных в целях экстраполяции информации для одного блока на другие однотипные, а также в пределах однотипных систем конкретного блока.

ИСАЭС должна состоять из двух укрупненных БЛОКОВ: БЛОКА АЭС и БЛОКА ПРОЦЕСС, которые, в свою очередь, могут состоять из самостоятельных и функционально связанных между собой баз данных.

БЛОК АЭС содержит следующие частные блоки (базы данных).

РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА: информация о площадке, зданиях сооружениях, боксах и помещениях, оборудовании и системах АЭС.

МАТЕРИАЛЫ АЭС: информация о физико-химических характеристиках конструкционных и защитных материалов на АЭС.

РАО АЭС: информация о радиоактивных материалах на АЭС, образующихся на этапе эксплуатации и вывода из эксплуатации АЭС.

ДОКУМЕНТАЦИЯ АЭС: содержит документальную часть ИСАЭС — полную информацию об истории АЭС, включая все необходимые материалы по проектированию, строительству и эксплуатации АЭС, а также их каталоги.

БЛОК ПРОЦЕСС содержит следующие частные блоки (базы данных).

КОМПЛЕКСНОЕ ИНЖЕНЕРНОЕ И РАДИАЦИОННОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ: методы и средства получения специфической

информации по остаточной радиоактивности и инженерном состоянии блока, зданий и сооружений, боксов и помещений, оборудования и систем, площадки АЭС.

ОСТАНОВ РЕАКТОРА: остаточная радиоактивность конструкционных и защитных материалов, оборудования, зданий и сооружений, боксов и помещений, площадки АЭС, остаточный ресурс основного оборудования, зданий и сооружений.

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ: весь спектр проблем по планированию, продолжительности и осуществлению конкретных работ по выводу из эксплуатации, включая контроль качества и стоимостные оценки.

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ: все составляющие разрабатываются в едином стандарте программного продукта, при максимальном использовании достижений и существующих разработок.

В настоящее время ведутся интенсивные работы в области практической реализации создания информационных систем и баз данных применительно к выводу из эксплуатации блоков АЭС. Реализацию отечественных разработок в области создания информационных систем рассмотрим на примере Информационной системы базы данных по выводу из эксплуатации (ИС БДВиЭ) на блоках Ленинградской АЭС.

После проведения соответствующих исследований, изучения международного опыта, нормативной базы были сформулированы первоначальные требования к составу подсистем ИС БДВиЭ, способам представления и доступа к информации и т.д.

Основные из этих требований:

- обеспечение упорядоченного хранения больших объемов проектно-конструкторской, эксплуатационной и другой документации в разнообразных электронных форматах;
- обеспечение как документно-ориентированного, так и объектно-ориентированного представления информации об объектах предметной области — оборудованию, трубопроводам, строительным конструкциям, зданиям и сооружениям на площадках, объектах зоны наблюдения Ленинградской АЭС;
- обеспечение возможности многомерной классификации объектов предметной области, представленных в БДВиЭ;
- обеспечение визуального пользовательского интерфейса на основе трехмерных моделей и двумерных карт и технологических схем;
- организация связи объектов предметной области с элементами трехмерных моделей, схем и документами;
- обеспечение доступа удаленных пользователей;
- обеспечение средств разграничения доступа и защиты информации;
- широкий потенциал по наращиванию функциональных возможностей.

Комплексное инженерное и радиационное обследование (КИРО) блоков АС является необходимой и важнейшей информационной составляющей на заключительном этапе жизненного цикла.

На практике то или иное комплексное обследование (испытание, контрольное испытание, мониторинг и т.д.) блока в целом, его систем, конструкций, компонентов, оборудования и т.п. осуществляется при вводе блока в эксплуатацию, в период его эксплуатации, при техническом обслуживании, планово-предупредительных ремонтах, при продлении назначенного срока службы. Комплексные обследования на АЭС фактически ведутся ежегодно, по их результатам составляется «Годовой отчет по оценке состояния безопасности при эксплуатации энергоблоков АЭС».

Соответствующая документированная информация должна собираться, обрабатываться и храниться эксплуатирующей организацией.

Все обследования и испытания направлены на обеспечение безопасности работы блока АЭС в проектных режимах.

Блок АЭС, остановленный для вывода из эксплуатации, перестает выполнять проектные функции, но остается ядерно опасным и радиационно опасным объектом.

Комплексное инженерное и радиационное обследование — комплекс мероприятий, необходимых для разработки проекта вывода из эксплуатации блока АЭС и направленных на получение информации об инженерно-техническом состоянии зданий, сооружений, строительных конструкций и оборудования, а также о радиационной обстановке в помещениях и на площадке блока АЭС; объемном и поверхностном загрязнении радиоактивными веществами помещений, оборудования и площадки блока АЭС, качественном и количественном составе радиоактивных отходов на блоке АЭС [3].

Исходя из определения КИРО и рассматривая его как процесс единовременный, можно сказать, что данные о фактическом состоянии блока АС лучше иметь после его приведения в ядерно безопасное состояние, опорожнения систем от радиоактивных сред и проведения дезактивации по штатным технологиям. Таким образом, блок АЭС будет переведен в статическое состояние, сохраняющееся не один десяток лет, а полученные при этом данные наиболее полно и достоверно будут отражать как его текущее состояние на момент останова, так и его состояние в процессе сохранения под наблюдением.

Учитывая накопленный отечественный и зарубежный опыт, а также рекомендации МАГАТЭ, можно говорить о некоторых базовых принципах и подходах к порядку и срокам проведения, структуре и содержанию Отчета по КИРО для вывода из эксплуатации блока АЭС:

- под комплексным инженерным и радиационным обследованием (КИРО) для вывода из эксплуатации блока АЭС понимается деятельность, проводимая на остановленном блоке АЭС в целях оценки фактического радиационного и технического состояния оборудования, систем, коммуникаций, зданий, сооружений и территории площадки размещения, объемов и агрегатного состояния РАО, оказывающих влияние на безопасность персонала, населения и окружающей среды;
- на различных этапах вывода из эксплуатации вплоть до достижения запланированного конечного состояния блока и подготовки заключительного отчета для освобождения блока АЭС и площадки от регулирующего контроля на блоке АЭС могут проводиться различные виды радиационных, радиологических, технических и других обследований, исследований, тестовых испытаний. В этом плане обследование блока АЭС при выводе его из эксплуатации — процесс перманентный;
- КИРО проводится для разработки и представления в регулирующие органы необходимых документов на получение лицензии на вывод из эксплуатации блока АЭС, таких как Отчет о КИРО, Отчет по обоснованию безопасности, Окончательный план вывода из эксплуатации, Проект вывода из эксплуатации блока АЭС и других;
- объемы и предпочтительная составляющая (акцент) КИРО зависят от рассматриваемой (принятой) стратегии ВиЭ. Например, при реализации стратегии «немедленный демонтаж» усиливается составляющая радиационное обследование, при стратегии «отложенный демонтаж» — составляющая инженерное обследование;
- не существует принципиальных различий и непреодолимых препятствий для проведения КИРО при выводе из эксплуатации блока АЭС с реакторами различных типов. Их специфика учитывается наличием дополнительных (частных) подпрограмм проведения КИРО, например, «графит» для АЭС с реакторами РБМК и АМБ, «натриевый теплоноситель» для АЭС с реактором на быстрых нейтронах, «Оболочка» и т.д.

Таким образом, комплексное инженерное и радиационное обследование является информационной основой для выбора конкретного варианта вывода из эксплуатации блока АЭС, разработки Программы и Проекта вывода из эксплуатации для выбранного варианта.

Источники информационного обеспечения при подготовке и проведении КИРО блока АЭС:

- проектная документация, включая определение соответствия проектных решений реализованным на конкретном блоке АЭС;

- история эксплуатации АЭС, включая данные о компании реактора, интегральном флюенсе нейтронов на оборудование и защиту, об авариях, ремонтах и заменах технологического оборудования, несанкционированных загрязнениях радиоактивными веществами, нарушении целостности герметизирующих и защитных покрытий, дезактивационных работах;
- данные о техническом состоянии зданий и сооружений блока АЭС, строительных конструкций, оборудования и др.;
- годовые отчеты о текущем состоянии безопасности блока АЭС.

Объем, методы и сроки проведения КИРО зависят от выбранного варианта вывода из эксплуатации блока АЭС, технических средств для проведения обследования, доступности оборудования и систем для обследования, объема информации, необходимой для разработки проекта вывода из эксплуатации блока АЭС и детально формулируются в техническом задании на проведение КИРО блока АЭС.

2.2 Выгрузка и вывоз ядерного топлива

Транспортнотехнологическая схема обращения ядерного топлива при работе АЭС состоит из следующих основных этапов: доставка свежего топлива на станцию; загрузка и выгорание топлива в реакторе; перегрузка выгоревшего топлива из реактора в приреакторный бассейн выдержки; извлечение из бассейна; дальнейшее обращение с выгоревшим топливом в соответствии с принятым вариантом национальной политики. Каждый из этих этапов требует специального технологического обеспечения высокого уровня и обоснования ядерной и радиационной безопасности. Обязательное хранение отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в приреакторных бассейнах осуществляется в соответствии с принимаемыми в каждом проекте АЭС техническими решениями относительно емкости бассейнов и срока нахождения в них облученного топлива, в течение которого происходит интенсивный съем остаточного тепловыделения.

Дальнейшая судьба топлива, согласно современной позиции в мировой ядерной энергетике экспортеров топлива и технологий, решается страной, на территории которой оно образовалась. В настоящее время многие страны избирают в качестве национальной политики обращения с ОЯТ его долговременное хранение с отсрочкой на будущее принятия решения об окончании топливного цикла. Если такое решение принимается и топливо не вывозится на долговременное промежуточное хранение в централизованное хранилище, то его, в силу наличия целого ряда преимуществ, хранят, как правило, на территории АЭС.

Для долговременного хранения выгоревшего топлива используются технологии мокрого и сухого хранения. Если хранение осуществляется в водной среде (мокрое хранение), то на площадке АЭС сооружаются один или несколько заполненных водой бассейнов хранения (технологически

идентичных приреакторным бассейнам выдержки), соединенных транспортными каналами с приреакторными бассейнами АЭС.

На современном этапе, в соответствии с тенденциями развития ядерных и радиационных технологий, при организации долговременного хранения ОЯТ на АЭС используются в основном технологии сухого хранения облученного топлива – хранение ОЯТ в инертной газовой среде. При этом с точки зрения эксплуатации и экономичности предпочтение отдается концепциям сухих хранилищ облученного топлива с использованием универсальных контейнеров – для долговременного хранения и транспортировки.

Организация хранения отработавших ТВС в приреакторных бассейнах выдержки с последующей отправкой их на завод по регенерации или в долговременные отдельно стоящие хранилища - заключительный этап всей технологической схемы эксплуатации ядерного топлива на АЭС. Этот этап характеризует собой начало так называемого “послереакторного” цикла.

Предусматривается продолжительная выдержка отработавшего топлива в бассейнах выдержки и перегрузки топлива (БВ) при АЭС. Это необходимо для обеспечения спада остаточного тепловыделения, обусловленного активностью продуктов деления. Активность продуктов деления должна снизиться до такого уровня, при котором становится возможной и экономически целесообразной его транспортировка.

Согласно нормативным документам [6] после выгрузки из реактора и до отправления на регенерацию отработавшее топливо должно храниться в бассейне выдержки не менее трех лет для спада остаточного выделения энергии до необходимого значения. При хранении в бассейне выдержки отработавшего ядерного топлива должен обеспечиваться следующие условия хранения:

- для исключения неконтролируемой цепной реакции деления должна обеспечиваться подкритичность не менее 0,05;
- должна быть исключена возможность попадания посторонних предметов в топливные кассеты;
- персонал должен быть защищен от радиоактивности (газовой, аэрозольной, гамма-излучения);
- должна обеспечиваться возможность периодической химической очистки воды бассейна выдержки на СВО-4;
- система охлаждения бассейна выдержки должна исключать возможность случайного опорожнения бассейна и перегрева отработавшего топлива из-за остаточного тепловыделения.

Для отвода остаточного тепла от ОТВС предусмотрена система охлаждения бассейна выдержки. Схема размещения оборудования для проведения перегрузки и ремонта реактора изображена на рисунке 2.2 [7].

Вода в каждом отсеке бассейна выдержки циркулирует через систему

охлаждения БВ, которая обеспечивает температуру воды БВ не более 70°C (при аварийной выгрузке зоны), определенную исходя из условия недопустимости вскипания охлаждающей воды и расплавления топлива из-за остаточного выделения энергии.

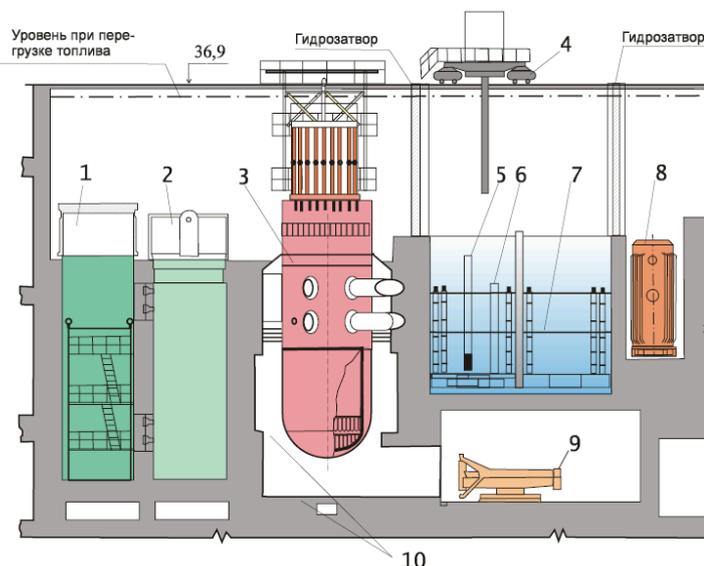


Рисунок 2.2 - Схема размещения оборудования для проведения перегрузки и ремонта реактора ВВЭР-1000 [7]:

- 1 – Шахта для установки БТЗ; 2 – Колодец для установки шахты реактора;
- 3 – Реактор в сборе; 4 – перегрузочная машина; 5 – пенал контроля герметичности оболочек; 6 – пенал герметичный; 7 – стеллажи БВ; 8 – контейнер для транспортировки ОТВС; 9 – машина для осмотра и контроля корпуса реактора; 10 – стальфолевая теплоизоляция шахты реактора;

С целью недопущения переполнения бассейна в каждом из его отсеков установлено по 2 перелива, один из которых соответствует уровню воды при длительном хранении топлива, второй - уровню воды при перегрузке.

Система охлаждения БВ является системой, важной для безопасности, в части напорных трубопроводов в гермозоне она относится к защитным системам безопасности. В части остальных трубопроводов система является системой нормальной эксплуатации.

Оборудование системы хранения отработавших ТВС и конструкции БВ рассчитаны на нагрузки при сейсмическом воздействии не менее 7 баллов по шкале MSK-64, на ударную волну от разрыва главного циркуляционного трубопровода, веса ТВС, стеллажей БВ и воды БВ.

Бассейн выдержки располагается внутри защитной оболочки и служит для хранения и выдержки отработанного топлива. БВ примыкает непосредственно к шахте реактора и соединяется с ней перегрузочным каналом для проноса топливной сборки (рисунок 2.2). Ограждающие конструкции БВ:

- сохраняют заданные функции (плотность и прочность) по удержанию активных продуктов деления во всех режимах

эксплуатации, включая режим проектной аварии в сочетании с сейсмическими воздействиями до проектного землетрясения - 6 баллов включительно, а также при сейсмических воздействиях максимального расчетного землетрясения - 7 баллов;

- обеспечивают биологическую защиту как в условиях нормальной эксплуатации, так и при проектных авариях;
- огнестойкость не менее 2,5 часа.

Бассейн выдержки ВВЭР-1000 с РУ В-320 состоит из четырех отсеков: три отсека TG21B01-03 под установку ТВС и герметичных пеналов и гнездо универсальное TG21B04. Отсеки БВ TG21B01-03 имеют системы охлаждения. Разделение БВ на три кассетных отсека дает возможность проводить ремонтные работы в одном из них при размещении отработанных кассет в других с осушением ремонтируемого отсека (рисунок 2.3) [7].

В отсеках TG21B01-03 располагаются стеллажи для одноярусного хранения отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС). Стеллажи выполнены из шести отдельных секций, каждая из которых состоит из двух дистанционирующих плит и одной (нижней) - несущей. Несущая плита установлена на опоры, расположенные на днище бассейна, а дистанционирующие плиты устанавливаются на опорные стойки, закрепленные на несущей плите.

Конструкция стеллажей разработана с учетом нагрузок, вызванных максимальным расчетным землетрясением 9 баллов по шкале MSK-64. Конструкция стеллажей обеспечивает:

- вертикальность установленных в нем сборок и герметичных пеналов;
- исключение механических повреждений наружных поверхностей сборок при их установке/извлечении из ячеек стеллажа;
- фиксацию в плане устанавливаемых в стеллаж топливных сборок и герметичных пеналов (захватные пальцы кассет и пробок герметичных пеналов располагаются по оси II-IV);
- надежное снятие остаточного тепловыделения отработанных ТВС, размещенных непосредственно в гнездах стеллажа или находящихся в герметичных пеналах;
- размещение ячеек по равнобедренному треугольнику со стороной 600 мм, при которой подкритичность больше 0,05;
- положение кассет (непосредственно в ячейках стеллажа и в пеналах герметичных) на одном уровне.

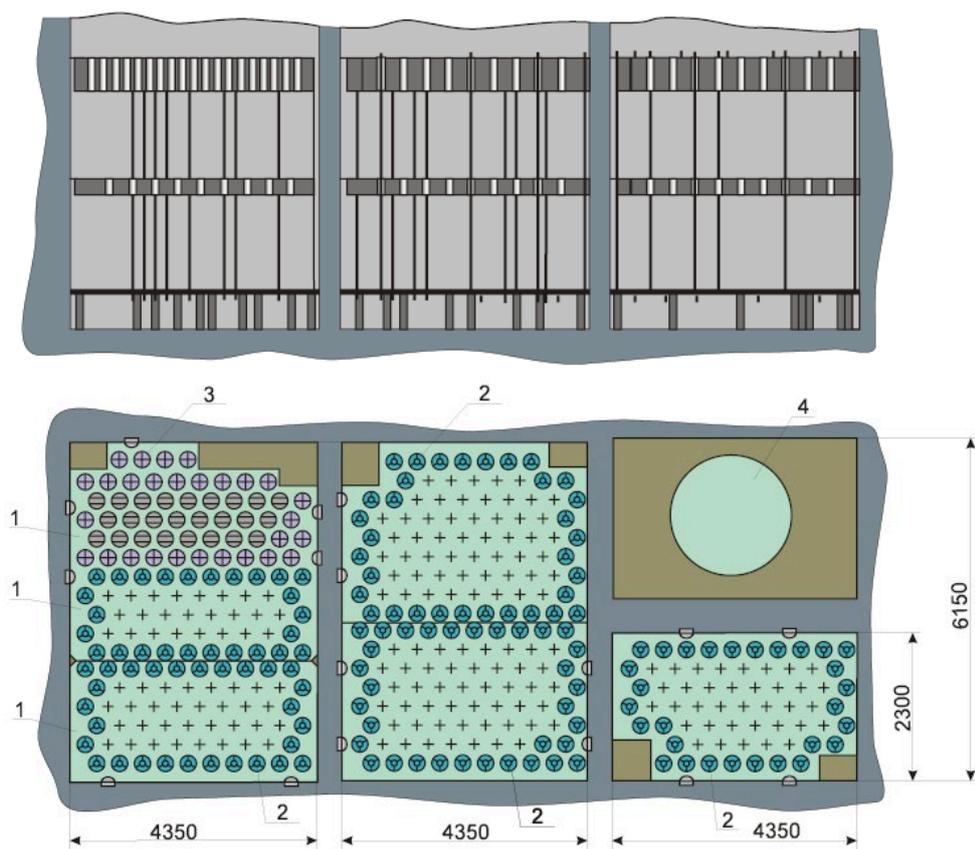


Рисунок 2.3 – Общее устройство бассейна выдержки [7]:

1 – секции стеллажа под установку ТВС; 2 – ячейка под установку ТВС; 3 – пенал СОДС; 4 – универсальное гнездо TG21B04.

Универсальное гнездо TG21B04, которое иногда еще называют контейнерным отсеком, используется для установки чехла со свежими ТВС, чехла для пеналов герметичных или специального транспортного контейнера, рассчитанного под установку в него 12-ти ОТВС (рисунок 2.4). Гнездо универсальное представляет собой кольцевую металлоконструкцию с горизонтальными посадочными поверхностями и фиксирующими пазами, обеспечивающими свободную, без заеданий, установку и снятие вышеуказанного оборудования, а также центровку и фиксацию его в плане.

Стены БВ выполнены из конструкций типа “смешанных стальных ячеек”, армированных обычной стержневой и внешней (со стороны бокса) листовой арматурой. Толщина стен - 1000 мм, толщина внутренних перегородок 400 мм и 680 мм.

До отметки 30.70 стенки отсеков БВ облицованы двумя слоями листовой стали: внутренний слой в сторону бетона - углеродистой сталью толщиной 8 мм, наружный слой - сталью 08X18N10T толщиной 8 мм. Выше отметки 30.70 выполнена только нержавеющая облицовка толщиной 6 мм.

Полы выполняются также двухслойными. Внутренняя облицовка полов в БВ - толщиной 8 мм, в контейнерном отсеке - толщиной 6 мм.

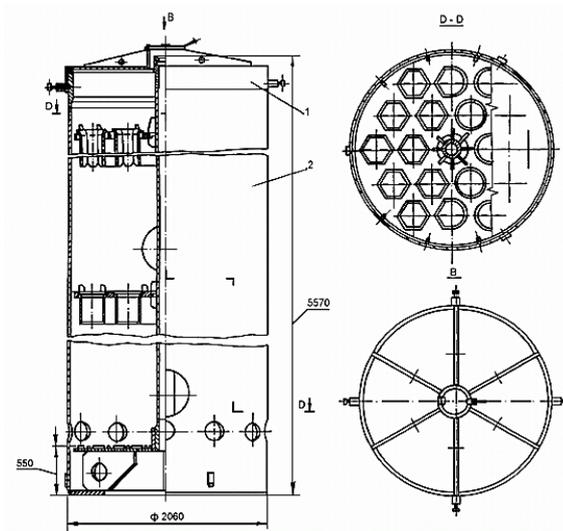


Рисунок 2.4 – Конструкция чехла для свежего топлива:

1 – крышка; 2 – корпус чехла [7].

Нержавеющая облицовка днища БВ уложена на закладные детали, воспринимающие нагрузку от установленных стеллажей для хранения отработавших ТВС. В днище пространство между облицовками заполняется дренирующим бетоном, который позволяет отводить протечки через днище в специально организованные дренажные трубки.

Все ячейки стеллажей, а также ячейки чехла в УГ имеют свои координаты, которые используются для работы перегрузочной машины по установке и извлечению ТВС.

Перегрузочная машина состоит из моста, перемещающегося над реактором и БВ, и установленной на нем передвижной тележки с рабочей штангой и специальными приспособлениями для телевизионного контроля. В плане перемещения моста и тележки осуществляются во взаимно перпендикулярных направлениях, что обеспечивает автоматический и дистанционный выход ПМ на заданную координату в активной зоне реактора или бассейне выдержки (рисунок 2.5).

В отсеке TG21B03 кроме стеллажей также установлена механическая часть системы контроля герметичности оболочек (КГО), которая состоит из четырех пеналов, импульсных линий и КИП.

Суммарная емкость бассейна выдержки принята исходя из возможности размещения в нем 2,5 активных зон реактора с учетом двухгодичной кампании топлива и аварийной выгрузки из реактора всех кассет активной зоны.

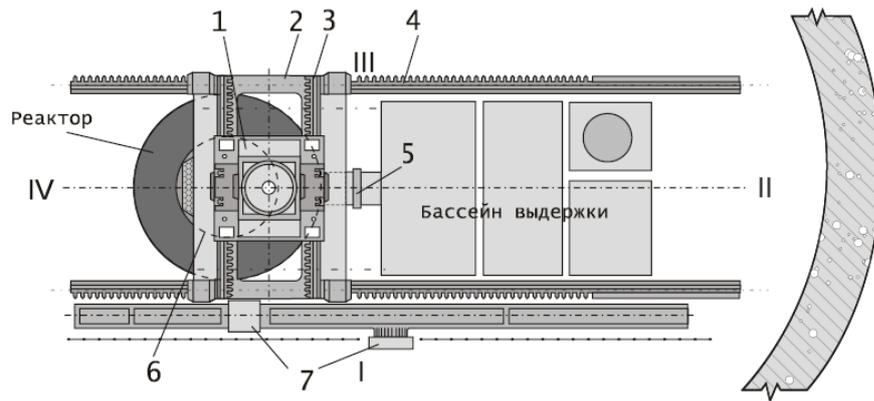


Рисунок 2.5 – Перегрузочная машина блока ВВЭР – 1000 [7]:

1 – тележка; 2 – мост; 3 – зубчатый рельс передвижения тележки; 4 – зубчатый рельс передвижения моста; 5 – гидрозатвор; 6 – электрооборудование схемы питания перегрузочной машины; 7 – зона действия рабочей штанги в реакторе; I, II, III, IV – условные оси для ориентации в плане расположения реакторной установки.

Водяные бассейны для хранения отработавшего топлива доказали свою надежность и безопасность при эксплуатации в течение нескольких десятилетий. Остаточное тепло отводится водой, где оно переносится в охлаждающую воду через теплообменники или в окружающий воздух. За счет контроля температуры и химического состава воды вероятность деградации и последующего выброса радиоактивных материалов поддерживается на низком уровне. Кроме того, значительная тепловая инерция крупных водных масс в бассейне дает существенную отсрочку для принятия восстановительных мер в случае нештатных ситуаций или аварий на станции. К потенциальным недостаткам бассейнов выдержки отработавшего топлива относится повышенная роль активных средств безопасности (например, поддержание уровня воды, водно-химического режима, системы охлаждения и подпитки и выявление утечек) и возможные дополнительные механизмы деградации, связанные с пребыванием в мокрой среде. Мокрое хранение отработавшего топлива требует значительно большего числа операций по манипулированию с радиоактивными отходами (например, обработка жидких отходов) и генерирует поток отходов, требующий дополнительной переработки.

Для освобождения места под новое отработавшее топливо или при окончательном выводе из эксплуатации реакторных установок отработавшее топливо в итоге извлекается из бассейна выдержки и перемещается в бассейны, сухие хранилища камерного типа или системы сухого хранения в контейнерах (ССХК).

Системы сухого хранения отработавшего топлива включают в себя ССХК, предназначенные для одной канистры или контейнера, и крупные хранилища камерного типа, предназначенные для хранения большого количества ОТВС (рисунок 2.6). Системы сухого хранения отработавшего

топлива обычно рассчитаны на использование пассивных средств безопасности. Остаточное тепло переносится на поверхность системы герметизации благодаря теплопроводности и радиации, откуда оно переносится в окружающий воздух путем естественной конвекции. Системы сухого хранения отработавшего топлива также доказали свою надежность в эксплуатации в течение нескольких десятилетий. К потенциальным недостаткам систем сухого хранения отработавшего топлива относится следующее:

- более высокие температуры топлива и связанные с этим ограничения на тепловую нагрузку;
- более сложное оборудование и меры радиологической защиты при манипулировании с отдельными топливными сборками в сухой среде;
- отсутствие прямого доступа к отработавшему топливу для инспектирования.



Рисунок 2.6 – Сухое хранилище ОЯТ Игналинской АЭС [8].

В бассейнах для мокрого хранения и большинстве сухих хранилищ камерного типа отработавшее топливо обычно хранится в виде отдельных сборок, тогда как в случае с ССХК отработавшее топливо обычно помещается на хранение в герметичные канистры или контейнеры ССХК могут быть без труда применены, когда приреакторные бассейны выдержки полностью заполняются, и могут постепенно добавляться по мере необходимости [9]. Такой подход по принципу «оплата по мере необходимости» позволяет снизить первоначальные капиталовложения в хранение отработавшего топлива. Ввиду увеличения роли пассивных средств безопасности и физической безопасности эксплуатационные расходы, равно как и транспортные расходы, также могут быть ниже, поскольку отпадает необходимость в манипулировании с отдельными топливными сборками в пунктах отправления и назначения. По сравнению с нынешней конструкцией ССХК конструкция бассейнов выдержки отработавшего топлива или сухих хранилищ камерного типа требует более крупных капиталовложений и может также потребовать более крупных эксплуатационных расходов,

связанных с активными системами, такими как системы очистки или подогрева воды, вентиляции и кондиционирования воздуха. Эти дополнительные расходы, однако, могут быть компенсированы большей вместимостью бассейна и сухих хранилищ камерного типа, обеспечивающих экономию за счет масштаба.

Долговременное хранение ОЯТ на территории АЭС имеет ряд важных преимуществ экономического характера, по соображениям безопасности, охраны окружающей среды, общественного восприятия экологических проблем, лицензирования. К наиболее существенным преимуществам относятся:

- использование готовых транспортных коммуникаций, сокращение расстояний для перевозок;
- частичное объединение инфраструктуры станции и хранилища – совместное использование некоторых вспомогательных строений, служб, коммуникаций и квалифицированного персонала;
- подчинение администрации АЭС, в этом случае в аварийных ситуациях будет обеспечено вмешательство квалифицированного персонала, что обусловит более квалифицированное управление авариями;
- упрощение систем физической защиты;
- отсутствие необходимости в геотехнических исследованиях в полном объеме, так как зона расположения уже исследована при выборе площадки АЭС;
- с точки зрения охраны окружающей среды и более положительного общественного восприятия преимущество состоит в том, что последствия аварийных ситуаций будут локализованы в пределах защитных зон станции;
- упрощение процедуры лицензирования – уменьшаются стоимость и длительность процесса лицензирования, так как уже известны месторасположение объекта, характеристики, технические аспекты.
- Основные задачи, которые требуют решения при размещении ОЯТ на долговременное хранение на территории станции:
- выбор участка достаточных размеров для сооружения хранилища запланированного объема;
- в соответствии с требованиями нормативных документов по размещению ядерно- и радиационно- опасных объектов обеспечение определенного минимального удаления хранилища от сооружений АЭС, которая является взрыво- и пожароопасным объектом по отношению к хранилищу;
- обеспечение неперевышения суммарными дозовыми нагрузками от хранилища и АЭС, размещенных на одной площадке, пределов

безопасного облучения, допускаемых требованиями нормативных документов по радиационной безопасности.

Обеспечить ядерную и радиационную безопасность в течение продолжительных сроков хранения и при транспортировке, в случае необходимости, в любой момент времени позволяет технология хранения топлива в контейнерах двухцелевого назначения (для хранения и транспортирования).

Транспортные требования к конструкции контейнеров едины во всем мире и четко классифицированы, их выполнение подтверждается общепринятыми методами расчетов и тестированием, включая натурные аварийные испытания, что практически невозможно для хранилищ других типов.

Транспортировка в РБ ОЯТ будет осуществляться следующими видами транспорта: железнодорожным, воздушным и автомобильным. Все правила при перевозке ОЯТ регламентируются документом «Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на комплексах систем хранения и обращения с отработавшим ядерным топливом» от 30.12.2006 № 72.

В зависимости от типов перевозимых РМ используются различные виды упаковок. На рисунке 2.7 представлено, какие основные виды РМ перевозятся в России, какими видами транспорта, в каких упаковочных комплектах (приведены лишь некоторые упаковочные комплекты (УК)) [10].

В России разработаны различные типы ТУКов для различных типов перевозимых РМ. В качестве примера на рисунке 2.8 показано фото ТУК-123 для ОЯТ [10].

Перевозки радиоактивных материалов				
По видам транспорта				
Ж/Д	Авто	Морской	Речной	Воздушный
Виды транспортных средств				
Грузовые вагоны	Грузовые автомобили	т/х Серебрянка Россита	т/х Балтийский 202	Ан-124 «Руслан»
Вагоны охраны	Автомобили охраны	Ерофей Хабаров Михаил Дудин	(типа река-море)	
Различные упаковочные комплекты (примеры)				
ОЯТ	Свежие ТВС	РАО	UF6 гексафторид урана	РВ
ТУК-11БН	ТК-С5	КТО-800	UX-30	УКТ-Д11
ТУК-6	ТК-С3	УКТН-24000	48У	ТПК-5А
ТУК-108/1	ТС-С55	КО-I, КО-II	ТУК-46	
ТУК-123, ТУК-13В	ТК-С14, ТК-С15	КТБН-3000	СОГ-ОР-30В	
АСБТ – обеспечивает непрерывный автоматизированный мониторинг местоположения и состояния транспортных средств и грузов РМ в процессе транспортирования				

Рисунок 2.7 – Перевозка радиоактивных материалов. Слайд из презентации. [10]



Рисунок 2.8 – Фотография ТУК-123 [11]

2.3 Технология перевода энергоблока в ремонтное состояние

Применяемое на АЭС оборудование в большинстве является обслуживаемыми и ремонтируемыми объектами. Поэтому обязательным условием эксплуатации энергоблока АЭС является ремонт в течение срока службы оборудования.

Для проведения ремонта оборудования в структуре АЭС предусматриваются соответствующие подразделения: цехи, участки, отделы, лаборатории и др. Все подразделения АЭС, занятые ремонтом оборудования, в том числе и специализированные, составляют ремонтную службу АЭС. Возглавляет ремонтную службу на АЭС в зависимости от особенностей штатной структуры либо заместитель директора АЭС по техническому обслуживанию и ремонту (ТОиР), либо заместитель главного инженера станции по ремонту.

Ремонт оборудования АЭС направлен на решение следующих задач [12]:

- Обеспечение безотказного функционирования систем и оборудования в рамках определенного проектом ресурса и поддержание их проектных характеристик.
- Восстановление работоспособности (исправности) оборудования и систем в случае их отказа (повреждения) в процессе эксплуатации,
- Улучшение характеристик систем и оборудования за счет их реконструкции и модернизации.

Восстановление исправности или работоспособности или восстановление ресурса оборудования возможно в плановом или неплановом порядке. Плановый ремонт производится для восстановления исправности

(работоспособности) оборудования, пришедшего в результате повреждений в состояние отказа или достигшего после выработки назначенного ресурса состояния, при котором его эксплуатация нецелесообразна из-за снижения экономичности до установленного предела или недопустима по требованиям безопасности (предельного состояния). В неплановый ремонт оборудование выводится, если оно внезапно в результате отказа перешло в неработоспособное состояние. Необходимость непланового ремонта также определяется по результатам надзора за его состоянием.

На АЭС ремонтные работы подразделяются на три категории: 1 категория - капитальный ремонт, 2 категория - средний ремонт и 3 категория - текущий ремонт. В текущий ремонт (ТР) оборудование выводится для восстановления его работоспособности. При ТР производится замена отдельных (быстроизнашивающихся) частей, регулировка узлов (систем). Средний ремонт (СР) осуществляется при необходимости замены и ремонта сборочных единиц или деталей, ресурс которых меньше межремонтного (до капитального ремонта) ресурса оборудования в целом. СР включает в себя работы ТР и некоторые работы ТО.

Капитальный ремонт (КР) проводится для полного восстановления исправности или близкого к полному восстановлению ресурса оборудования. При КР заменяются или ремонтируются все выработавшие назначенный ресурс составные части, включая и базовые, восстанавливается сборка и регулировка сборочных единиц (узлов). КР включает в себя работы СР.

Вид ремонта энергоблока должен соответствовать виду ремонта основной установки (ЯППУ, турбинная установка, турбогенератор со вспомогательными системами, блочный трансформатор со вспомогательными системами), определяющей продолжительность простоя ЭБ в ремонте. Вид ремонта вспомогательного оборудования основных установок ЭБ может отличаться от вида ремонта установки в целом. СР основной установки может включать КР вспомогательного оборудования (насосного агрегата, электродвигателя и др.).

Для однородного оборудования устанавливаются необходимые виды ремонта и интервал времени (по наработке), в течение которого они проводятся в определенной последовательности - ремонтный цикл.

Если установленная для оборудования структура ремонтного цикла не отвечает характеристикам надежности отдельных включенных в этот состав типов оборудования и не может обеспечить требуемую эффективность их эксплуатации, они выделяются в группы однотипного в конструкционном отношении оборудования с необходимой структурой ремонтного цикла.

Специфика ремонта на АЭС, выражающаяся в большом разнообразии функциональных и конструктивно-технологических характеристик оборудования, широкой номенклатуре технологических процессов, необходимости проводить ремонт на месте установки оборудования, периодичности ремонта, требует для достижения высокого организационно-

технического уровня и эффективности производства его специализации. Специализация ремонта оборудования АЭС развивается на двух уровнях:

- на цеховом - по ремонту однородного и однотипного оборудования, его составных частей;
- на отраслевом - на ремонтных предприятиях и специализированных ремонтных предприятиях, имеющих в своем составе специализированные цехи и другие подразделения, осуществляющие на АЭС ремонт однородного и однотипного оборудования или определенную номенклатуру ремонтных работ.

Базовой организацией отрасли, производящей ремонт оборудования АЭС, является ОАО "Белэнергоремналадка", имеющее в своем составе региональные ремонтные предприятия, ремонтирующее на АЭС определенную номенклатуру оборудования.

Транспортабельное оборудование АЭС (насосы, арматура, теплообменники, электродвигатели) проходит КР на производственных базах ремонтных предприятий и заводах ОАО "Белэнергоремналадка".

К КР кроме базовых организаций отрасли могут привлекаться также предприятия других министерств и ведомств.

Важнейшим направлением специализации в ремонте оборудования АЭС является развитие заводского ремонта транспортабельного оборудования или его составных частей с созданием соответствующего обменного фонда оборудования.

Ремонт заводским методом осуществляется как на самих АЭС на специализированных участках, так и на заводах и предприятиях ОАО "Белэнергоремналадка".

Обменный фонд агрегатов, узлов и деталей оборудования должен создаваться на АЭС и ремонтных предприятиях отрасли в целях обеспечения развития ремонта оборудования заводским и агрегатным методами.

В состав обменного фонда включаются:

- комплекты запасных частей, поставляемые с оборудованием;
- комплекты составных частей оборудования, включенные в сводную смету проекта АЭС для организации агрегатного ремонта;
- запасные части, поставляемые заводами-изготовителями оборудования и изготавливаемые отраслевыми предприятиями;
- изношенные объекты, сборочные единицы и детали, восстановленные на предприятиях отрасли.

Порядок планирования ремонта оборудования АЭС. В соответствии с нормативной документацией АЭС разрабатывают:

- пятилетние графики ремонта основного оборудования;
- годовые графики ремонта основного оборудования;
- годовые графики ремонта вспомогательного и общестанционного оборудования.

В пятилетнем графике ремонта оборудования АЭС выделяются основные работы, планируемые по годам пятилетки, указывается время ремонта (месяц вывода, продолжительность), общая стоимость ремонта, включающая по предварительным расчетам стоимость подготовительных работ, запасных частей, материалов, ремонтных работ. Форма пятилетнего графика ремонта приводится ниже.

Пятилетний график ремонта перед утверждением согласовывается с предприятиями-исполнителями ремонта. На утверждение одновременно с перспективным графиком представляется пояснительная записка с обоснованием необходимости выполнения сверхрегламентных работ, целесообразности модернизации (реконструкции), с предварительным расчетом общей стоимости ремонта и указанием сведений о разработчике и сроках разработки технической документации на модернизацию (реконструкцию).

Годовой график ремонта основного оборудования АЭС разрабатывается на планируемый год в соответствии с пятилетним графиком. В годовом графике ремонта указываются все работы сверхрегламентной номенклатуры на каждой установке, календарное время вывода ее в ремонт, общая стоимость ремонта по сметно-финансовому расчету, включающему в себя стоимость подготовительных работ, запасных частей, материалов ремонтных работ, а также исполнители ремонта. Допускается внесение в годовой график обоснованных изменений против пятилетнего графика ремонта.

В случаях, когда планируемая продолжительность ремонта установки энергоблока превышает нормативную или периодичность ремонта менее нормативной, представляются:

- объем ремонтных работ на узлах, определяющих продолжительность ремонта более нормативной (ремонт которых лежит на критическом пути сетевого графика ремонта) или периодичность ремонта менее нормативной, и документы, подтверждающие необходимость его выполнения;
- протокол исключения работ из ведомости объема предыдущего КР (СР);
- ведомость выполнения ремонтных работ при предыдущем КР (СР) на узлах, ремонт которых лежит на критическом пути;
- чертежи узлов установки, ремонт которых не лежит на критическом пути, и другая техническая документация на ремонтные работы;

- сетевой график (критический путь) ремонта с расчетом трудоемкости;
- сведения об обеспечении запасными частями и материалами к началу ремонта (наличие на складе, номер договора и т.д.).

Разработка графиков ремонта на АЭС осуществляется с учетом следующих требований:

- первый КР основного оборудования должен планироваться после 1-5 лет эксплуатации, если в системы установки включены головные образцы нового энергооборудования, эксплуатационные характеристики которого требуют опытной проверки и уточнения, а также в других случаях назначения подконтрольной эксплуатации;
- КР резервированного вспомогательного оборудования, общестанционных систем и оборудования, вывод которых в ремонт не вызывает ограничения рабочей мощности или снижения безопасности атомных станций, должен планироваться на периоды, свободные от КР основного оборудования;
- КР систем безопасности и других важных для безопасности систем АЭС, а также входящего в них оборудования должен планироваться в строгом соответствии с требованиями Правил по АЭС, ОПЭ АЭС и других НД;
- ремонт всех видов (ТР, СР, КР) основных установок ЭБ, не определяющих продолжительность его простоя, может планироваться в пределах сроков ремонта энергоблока.

Пятилетние и годовые графики ремонта оборудования атомные станции согласовывают с энергосистемами региона, концерном "Росэнергоатом", ГДУ и утверждаются руководством Минатома РФ.

Подготовка ремонта оборудования АЭС – это совокупность мероприятий, обеспечивающих готовность атомных станций и ремонтных предприятий к производству ремонта оборудования в заданном объеме с установленными ТЭП, включающие сроки ремонта, групповые и материальные затраты.

Готовность атомных станций и ремонтных предприятий к производству ремонта обеспечивается решением следующих задач:

- разработкой нормативно-технической и технологической документации;
- разработкой и изготовлением средств технологического оснащения (оборудование, оснастка, инструмент), включая средства измерений и испытаний;
- обеспечением запасными частями и материалами;
- подготовкой ремонтного персонала необходимого персонального состава, квалификации и численности;

- разработкой организационной структуры ремонта.

Задачи подготовки ремонта оборудования АЭС решаются на уровнях: межотраслевом, отраслевом, АЭС и ремонтных предприятий. Общие и частные задачи, решаемые на каждом уровне в зависимости от стадий подготовки ремонта, и основные документы, обеспечивающие решение этих задач, детально рассмотрены и приведены в разделе 5 РД 53.025 002-88.

Исходными документами для подготовки ремонта являются:

- конструкторская документация на оборудование;
- технические условия на ремонт;
- типовая технологическая документация на ремонт;
- пятилетний и годовой графики ремонта основного оборудования, ведомости объема ремонта установок.

Перед началом ремонтных работ до производственных бригад доводятся объемы ремонта, утвержденный сетевой график ремонта, конкретные задачи каждой производственной бригады, порядок инструментального и материально-технического обслуживания, уборки рабочих мест, транспортировки мусора и отходов, требования ТБ и ПБ. АЭС передает подрядным организациям по акту специальные съемные грузозахватные приспособления и грузоподъемные механизмы, специальную технологическую оснастку.

Общее руководство ремонтом и координацию действий организаций-исполнителей ремонта осуществляет ЗГИС по ремонту или другое должностное лицо, специально назначенное для этого АЭС.

Вывод в ремонт и производство ремонта оборудования АЭС.

Временем начала ремонта энергоблока АЭС считается время отключения турбогенератора от сети. При выводе основных агрегатов в ремонт из резерва время начала ремонта отсчитывается от времени, указанного диспетчерским управлением в разрешении на вывод оборудования в ремонт. Для вспомогательного оборудования, ремонтируемого отдельно от основного, и общестанционного оборудования временем начала ремонта является время вывода в ремонт, разрешенное НСС или диспетчерским управлением.

Для вывода в ремонт оборудования на АЭС должно быть выполнено следующее:

- проведены предремонтные эксплуатационные испытания агрегата (установки) для определения его технического состояния перед ремонтом. Испытания должны быть проведены по программе, согласованной и утвержденной в установленном порядке;
- освобождены площадки для размещения составных частей оборудования и временных рабочих мест для ремонта;

- размещена в соответствии с утвержденным планом технологическая оснастка, смонтировано (при необходимости) дополнительное освещение рабочих мест для ремонта.

После остановки оборудования в соответствии с программой вывода его в ремонт, утвержденной ГИС, должны быть произведены отключения, обеспечивающие безопасное проведение работ.

При производстве ремонтных работ на оборудовании АЭС должны быть обеспечены:

- своевременная выдача бригадам производственных заданий и оперативность допуска бригад на рабочие места;
- четкая организация обеспечения рабочих мест инструментом, материалами и запасными частями, ЭЭ, сжатым воздухом и т.д.;
- окончание дефектации узлов и деталей оборудования в сроки, предусмотренные графиком ремонта;
- выполнение исполнителями ремонта требований конструкторской и технологической документации;
- входной контроль качества применяемых при ремонте материалов и запасных частей;
- контроль качества ремонтных работ;
- оперативность и должный уровень компетентности при решении организационно-технических вопросов, возникающих в процессе ремонта, включая приемку оборудования после ремонта;
- соблюдение персоналом производственной и трудовой дисциплины;
- выполнение требований правил ТБ и ПБ;
- применение прогрессивных форм организации и стимулирования труда;
- учет материалов и запасных частей;
- четкая работа пунктов питания и снабжения питьевой водой, душевых, гардеробных, пунктов стирки и ремонта спецодежды.

По результатам дефектации и предремонтных эксплуатационных испытаний уточняется техническое состояние оборудования и определяется полный состав подлежащих устранению дефектов. При этом рассматривается объем дополнительных ремонтных работ, возможность и сроки их выполнения, обеспеченность необходимыми материальными и трудовыми ресурсами и принимается решение о выполнении дополнительных работ в плановый срок или о необходимости продления срока ремонта.

На согласованный объем дополнительных ремонтных работ составляется соответствующая ведомость с пометкой "дополнительная".

В случаях, когда выявленные дефекты не могут быть устранены в процессе ремонта в полном объеме по объективным причинам или по результатам дефектации установлена нецелесообразность выполнения

отдельных работ, включенных в ведомость объема ремонта, АЭС совместно с организациями-исполнителями работ составляет протокол на исключение работ из ведомости объема работ.

2.4 Дезактивация и демонтаж радиоактивного оборудования

2.4.1 Дезактивация

Дезактивация по своей сути представляет собой процесс десорбции радионуклидов и радиоактивных частиц или удаления окисных пленок и отложений с поверхности металла. Закономерности дезактивации тесно связаны с характером сорбции радиоактивных загрязнений, природа сорбирующей поверхности и свойствами образующихся окислов.

Дезактивация может проводиться двумя способами:

- механический;
- физико-химический.

Механический способ предполагает удаление радиоактивных веществ с заражённых поверхностей сметанием щётками и подручными средствами, вытряхиванием, выколачиванием одежды, обмыванием струёй воды, сдуванием.

При физико-химическом способе готовятся дезактивационные растворы, позволяющие, к примеру, уменьшить поверхностное натяжение воды повышением температуры и применением поверхностно-активных веществ (мыла, стиральных порошков и т. д.).

Механический способ наиболее прост и доступен и, как правило, используется для дезактивации техники, автотранспорта, одежды, средств индивидуальной защиты сразу же после выхода из заражённой территории.

Существуют и другие методы дезактивации поверхностей — электрохимическая дезактивация (дезактивируемая деталь помещается в раствор электролита, на обрабатываемую поверхность подаётся отрицательный или положительный потенциал), лазерная дезактивация (по механизму сходна с системами лазерной очистки поверхностей от краски, ржавчины и т. п., используемыми, например, в реставрации металлических изделий), дезактивация с использованием ультразвука и пр [13].

Однако вследствие тесного контакта радиоактивных веществ с поверхностью многих материалов и их глубокого проникновения внутрь поверхности, механический способ дезактивации может не дать необходимого эффекта. Поэтому наряду с ним используют физико-химический способ, который предполагает применение растворов

специальных препаратов, значительно повышающих эффективность удаления (смывания) радиоактивных веществ с поверхности.

При дезактивации в зависимости от обстановки и объекта дезактивации используются различные методы. Участки территории, имеющие твёрдое покрытие дезактивируются с помощью смывания радиоактивных веществ (пыли) под большим давлением с помощью поливочных и пожарных машин. На территориях, где твёрдое покрытие отсутствует, дезактивация может проводиться путём срезания и вывоза верхнего слоя грунта или снега, засыпки чистым грунтом, засева полей растениями, аккумулирующими радионуклиды, устройство настилов и т. д.

На АЭС дезактивация оборудования и помещений — стандартная процедура, применяющаяся как до, так и после ремонта оборудования реакторного отделения; производится вручную персоналом цеха дезактивации с применением химических средств, либо с помощью специального оборудования и ёмкостей (сильно активированные детали оборудования).

2.4.2 Демонтаж

Одной из важнейших практических задач при выводе из эксплуатации реакторных установок является демонтаж оборудования и строительных конструкций, которые могут быть как радиоактивными, так и нерадиоактивными.

При проведении демонтажных работ, прежде всего, должны быть оценены факторы, влияющие на обеспечение безопасности персонала, населения и окружающей среды, такие как:

- образование больших объемов РАО и возможность их распространения;
- образование большого количества радиоактивной пыли и золь;
- возможное дополнительное или повторное загрязнение оборудования и помещений;
- возможное ухудшение надежности оборудования и устойчивости строительных конструкций.

Все демонтажные работы должны проводиться в последовательности, не приводящей к увеличению отрицательного воздействия указанных факторов. Также необходимо эффективно контролировать:

- выбросы в окружающую среду;
- влияние демонтажных операций на соседние системы и конструкции и другие проводимые работы.

Процесс демонтажа оборудования включает следующие основные

типы работ:

- демонтаж оборудования (целиком, разборкой поэлементно, расчленением на фрагменты и т.п.) со штатного места;
- транспортировка демонтированного оборудования реакторного отделения, его элементов, фрагментов в контейнерах или без контейнеров между участками в пределах реакторного отделения;
- разделка (измельчение) демонтируемого оборудования, его элементов или фрагментов на более мелкие, размеры которых определяются техническими характеристиками технологического оборудования.

Для практического осуществления работ помещения реакторного отделения разделяются на следующие рабочие участки:

- демонтажа оборудования со штатного места;
- транспортировка демонтируемого оборудования в пределах зоны строгого режима;
- временного складирования демонтированного оборудования или контейнеров с РАО, а также жидких РАО;
- фрагментации демонтированного оборудования на более мелкие фрагменты, пригодные для дальнейшей переработки;
- переработки РАО, включая сжигание горючих РАО, отверждение жидких РАО, цементирование, прессование, переплав;
- глубокой дезактивации демонтированного оборудования и его фрагментов, направляемых на «чистый» переплав;
- упаковки и загрузки РАО на транспортные средства для транспортировки в могильники.

В помещении турбинного отделения располагаются следующие рабочие участки:

- демонтажа «грязного» оборудования со штатного места (определяется по результатам КИРО);
- транспортировки демонтированного «грязного» оборудования в зону строгого режима реакторного отделения;
- фрагментации «чистых» отходов;
- переработки «чистых» отходов;
- переплава «чистого» металла.

Для выполнения операций по разделению металлоконструкций применяются следующие методы резки:

- механическая;
- газовая;
- плазменная;
- электроэрозионная;
- взрывом;

- лазерным лучом.

Методы механической резки

Резка пилой с механическим приводом. Метод использует обычные промышленно выпускаемые инструменты, применяемые для резки всех металлов возвратно-поступательным движением пилы из инструментальной стали. Он обладает следующими преимуществами по сравнению с огневыми методами резки: пониженной пожароопасностью и образованием только одного вида вторичных отходов — металлической стружки. Устройства, реализующие этот метод, обладают высокой надежностью, имеют низкую стоимость и достаточно высокую скорость резки.

Резка вращающейся дисковой пилой или фрезой. Метод использует промышленно выпускаемые дисковые пилы и фрезы, которые могут устанавливаться как на переносных самоходных механизмах, так и на стационарных установках (в том числе и промышленно выпускаемых). Перемещение режущего инструмента по поверхности разрезаемой детали может осуществляться в автоматизированном режиме. Максимальная глубина реза на углеродистой стали за один проход не превышает 2 мм, что обуславливает высокие требования к механизму перемещения по повторяемости траектории движения инструмента. Рассматриваемый метод, как и предыдущий, имеет пониженную пожароопасность и образует только один вид вторичных РАО — металлическую стружку. Устройства, реализующие этот метод, обладают высокой надежностью, имеют низкую стоимость, среднюю скорость резки.

Резка гильотинным ножом. Метод, как и предыдущие, широко применяется в металлообрабатывающей промышленности и имеет развитую элементную базу. Метод имеет высокую скорость резки (не более 0,5 с), минимальное количество вторичных металлических РАО, имеет переносное и стационарное исполнение. Для создания высоких усилий на режущем инструменте при небольших габаритах используется импульсный привод (пневматический или пиротехнический). В связи этим метод обладает повышенной взрывоопасностью и при его применении образуется много газообразных продуктов.

Резка абразивным кругом. Метод использует стандартные абразивные круги, изготовленные из резины, армированной окисью алюминия или карбида кремния. Процесс резки сопровождается непрерывным искровыделением, что повышает пожароопасность применяемого метода. Образуются вторичные РАО: твердые — пыль, стружка; жидкие — охлаждающая и смазывающая жидкости; газообразные — пары. Устройства, реализующие этот метод резки, могут иметь ручное, переносное и стационарное исполнение. К недостаткам метода можно отнести быстрый износ режущего инструмента и его частую замену.

Газовая резка

Кислородно-ацетиленовая резка. Метод основан на подогреве металла в зоне реза, его плавлении и удалении расплава металла и продуктов сгорания из зоны реза кислородной струей и под действием собственного веса. Подогревающее пламя образуется из смеси ацетилена и кислорода, а режущий эффект обеспечивается истечением из горелок струи кислорода под высоким давлением. Кислородно-ацетиленовой резке не подлежат: чугун, высокохромистые и хромоникелиевые стали, цветные металлы и их сплавы.

Кислородно-флюсовая резка. Метод основан на подогреве металла в зоне реза и его плавлении во время сгорания порошкообразного флюса (железного порошка) в среде кислорода и удалении продуктов сгорания и плавления из зоны реза кислородной струей высокого давления. Метод обеспечивает резку всех металлов в отличие от кислородно-ацетиленовой резки, при этом образуется большее количество вторичных РАО (из-за наличия флюса) и выделяется больше тепла. Промышленно выпускаемые установки реализуют применение этого метода в ручном и стационарном исполнении; имеют невысокую стоимость и достаточно высокую надежность. Процесс резки толстостенных металлоконструкций происходит при довольно высоких скоростях. Основной недостаток метода — горизонтальная или с небольшим наклоном ориентация разрезаемой конструкции.

Плазменная резка

В настоящее время распространенным способом получения низкотемпературной плазмы (3000–5000 °С) является нагрев газа в электрической дуге.

Плазменную резку, в том числе с помощью промышленных роботов (ПР), условно классифицируют по четырем видам:

- в среде аргона, водорода, азота;
- в среде сжатого воздуха;
- с помощью азота и защитного газа (углекислого) и воды;
- с помощью азота и водяной струи.

В настоящее время получили развитие два основных метода плазменной резки:

- плазменно-дуговая резка;
- воздушно-плазменная резка.

Отличие методов состоит в различии плазмообразующих газов: в первом случае это — кислород; во втором — воздух.

Установки, реализующие метод резки, имеют ручное, автоматизированное (в том числе роботизированное) и стационарное исполнение. Скорость резания металла в 2–8 раз выше по сравнению с газовой резкой. Образовываются вторичные РАО: твердые — металлический грат, шлаки; газообразные — пары металлов, пары воды; радиоактивные

аэрозоли.

Метод имеет среднюю стоимость, достаточно высокую надежность и широкую номенклатуру промышленно-выпускаемого оборудования.

Электроэрозионная резка

Метод основан на разрушении металла электрическими разрядами, возникающими в результате пробоя диэлектрического промежутка между электродами. Для повышения интенсивности разряда электроды погружаются в диэлектрическую жидкость. Благодаря высокой концентрации энергии в зоне разряда развивается температура в десятки тысяч градусов.

Воздушно-дуговая резка. Метод основан на расплавлении металла в зоне реза электрической дугой и удалении продуктов расплава при помощи сжатого воздуха. В качестве электродов при воздушно-дуговой резке используются угольные, графитовые или графитизированные стержни диаметром от 6 до 20 мм или пластинчатые электроды сечением до 400 см². Сжатый воздух подается в зону реза с расходом от 20 до 50 м³/ч при давлении от 0,4 до 0,7 МПа. Метод пригоден для резки всех металлов; является пожароопасным. Во время процесса возникают вторичные РАО: твердые — металлический грат, шлаки и газообразные — в виде аэрозолей. Устройства, реализующие метод, имеют только ручное исполнение, низкую стоимость, высокую надежность, могут быть адаптированы к дистанционно-управляемым средствам.

Резка взрывом. Метод основан на использовании энергии взрыва для разделения металлоконструкций. К существующим способам относятся: резка кумулятивной струей и резка ударной волной с помощью контурных зарядов.

Наибольший интерес представляет резка, использующая кумулятивный эффект, т.е. концентрацию действия взрыва в определенном направлении. При взрыве направленный поток продуктов взрыва создает давление 104 МПа (105 кгс/см²) и тонкой струей выбрасывается в направлении концентрации взрыва со скоростью от 7 до 16 км/с. При взрыве 1 кг взрывчатого вещества образуется около 1000 л газов.

Резка лазерным лучом. Метод лазерной резки основан на использовании энергии мощного светового потока, получаемого с помощью оптических квантовых генераторов, способного расплавлять и испарять металл.

Наибольшее распространение получили лазеры с СО₂ мощностью 10 кВт, разработаны экспериментальные установки мощностью до 100 кВт. Существующие в настоящее время установки способны разрезать все материалы. Толщина разрезаемых конструкций до 60 мм.

Метод отличает минимальное количество РАО, очень высокая стоимость оборудования. Устройства, реализующие этот метод, имеют только

стационарное исполнение.

Резка струей с абразивом. Принцип резания состоит в следующем: водяная струя, в которую подмешивают абразивные материалы, под сверхвысоким давлением направляется на объект резания, и благодаря импульсной силе удара происходит резание. Для подачи абразивной водяной струи используется специальное сопло малого диаметра. В малогабаритном сопле часть количества движения водяной струи передается абразивным частицам.

Строительные конструкции, подлежащие разборке в процессе вывода из эксплуатации, по условиям и специфике производства работ подразделяются на конструкции, разбираемые посредством:

- полного разрушения материала, из которого они возведены;
- частичного разрушения материала, из которого они возведены, в целях членения конструкций на конструктивные элементы, пригодные для последующего использования;
- частичного или полного разрушения материала, из которого они возведены, в зависимости от условий производства работ на действующих предприятиях, наличия средств разрушения или обеспеченности подъемно-транспортным оборудованием надлежащей грузоподъемности.

К конструкциям, разбираемым посредством полного разрушения, относятся бетонные и железобетонные фундаменты, разбираемые в стесненных условиях и на свободной площадке.

К конструкциям, разбираемым посредством частичного разрушения, относятся элементы каркаса здания: колонны, подкрановые балки, ригели, рамные и решетчатые пространственные конструкции, отдельно стоящие опоры и т.п.

К конструкциям, разбираемым посредством частичного или полного разрушения, относятся бетонные основания и полы толщиной от 200 до 500 мм, стены и перегородки кирпичные, бетонные и железобетонные, железобетонные покрытия и перекрытия.

Для разборки монолитных железобетонных конструкций применяются средства расчленяющего действия, с помощью которых производится резка конструктивных элементов на части (отвечающие имеющимся производственным условиям по размеру, объему и массе этих частей), подлежащие погрузке на транспорт для вывоза к месту складирования.

Наиболее опробованными и традиционными методами разрушения бетона и строительных железобетонных конструкций являются ударные методы разрушения. В условиях помещений реакторного отделения, которые характеризуются стесненностью рабочего пространства и труднодоступностью, эти методы и разработанные средства наиболее

применимы для разрушения технологических проемов во время проведения демонтажа оборудования.

Технические показатели средств разрушения бетона приведены в таблице 2.2.

Большое распространение получили технологии сверления и резки железобетонных конструкций, основанные на применении алмазного инструмента для специально сконструированной техники.

Основой алмазных технологий является процесс резки бетона и арматуры алмазными сегментами, закрепленными на корпусе инструмента (коронки, диски, канат и т.п.). Инструмент приводится в движение с помощью специализированного механизма стенорезной или сверлильной машины. Линейная скорость алмазного сегмента приведена к скорости эффективной резки материала. Это означает, что скорость резки максимальна, а износ алмазного сегмента минимален.

Таблица 2.2 – Технические показатели средств разрушения бетона

Показатель	Метод разрушения			
	Навесные гидравлические и пневматические установки	Навесной клин-молот	Отбойные молотки и бетоноломы	Гидро-клинковые установки
Производительность при разрушении бетона, м ³ /ч	1,3—3,5	11—30	0,04—0,2	0,45
Толщина разрушаемого бетона, м ³ /ч	500	300	700	400×100
Масса оборудования, кг	400	до 300	20 – 30	30 – 60
Трудоемкость, чел. – ч/м ³	3	0,1	130	4

Отличительными особенностями алмазной техники являются обработка материалов без динамических нагрузок (безударный метод обработки), относительно низкий уровень шума (средний уровень шума составляет 86 дБ) и относительно низкий уровень вибрации (уровень вибрации составляет 2,5 м/с²).

Большую роль алмазные технологии играют и при демонтаже железобетонных конструкций. Применение алмазной резки позволяет получать фрагменты с заранее предусмотренными геометрическими размерами, что значительно упрощает процесс демонтажа и последующей утилизации бетонных блоков. При производстве работ по резке не возникает

никаких динамических нагрузок из-за того, что нет ударов по конструктиву.

Самое важное заключается в том, что данная технология не наносит ущерба окружающей среде, так как является наиболее экологичной из всех существующих методов демонтажа строительных конструкций.

Рассмотрим практические примеры ее использования.

Сверлильная техника

Сверлильные машины предназначены для сверления монолитного железобетона с высокой степенью армированности, твердого природного камня, а также бетона (в том числе пенобетона, керамзитобетона) и кирпича (в том числе многощелевого, шамотного, силикатного). Диапазон диаметров сверления составляет от 20 до 500 мм для машин стандартной комплектации и до 1800 мм для специальных машин.

Станинные электрические сверлильные машины являются наиболее универсальными из данного вида техники, так как позволяют решать широкий спектр задач по сверлению, стоящих перед строителями.

Отличительные особенности алмазных сверлильных машин — это высокая точность сверления отверстий, малое отклонение от горизонтальности и вертикальности и низкое отклонение от заданного угла сверления. В зависимости от конкретных условий работы предусмотрено оснащение машин электрическими моторами с градацией по мощности.

Стенорезные дисковые машины

Такие машины, как следует из их названия, режут бетон с помощью дисков, имеющих алмазосодержащие сегменты, расположенные по периметру стального диска. При вращении диска происходит процесс фрезерования бетона и стальной арматуры, находящейся в зоне контакта алмазного сегмента и железобетонной конструкции. С помощью этой техники можно выполнить следующие операции: горизонтальная резка, вертикальная резка, резка в потолочном положении, резка под углом.

Режущими инструментами данного вида машин служат алмазные отрезные сегментированные диски. В процессе резки чаще всего применяются диски разного диаметра по возрастающей от меньшего к большему, что обусловлено технологическими особенностями применения стенорезной техники.

Гидравлические дисковые стенорезные машины предназначены для резки монолитного железобетона с высокой степенью армированности, а также бетона (в том числе пенобетона, грунтобетона), твердого природного камня и кирпича (в том числе щелевого, шамотного, силикатного).

Специфическими условиями работы данного класса машин являются соответствующей мощности электропитание (380—400 В) и водоснабжение.

Все гидравлические дисковые стенорезные машины укомплектованы

гидроагрегатами. Мощность гидроагрегатов непосредственно связана с глубиной реза.

Наиболее распространены машины с мощностью двигателя 15,0—30,0 кВт, но существуют образцы с мощностью до 40,0 кВт. Максимальная глубина реза составляет 1000 мм при работе диском диаметром 2200 мм. Для достижения данной глубины требуется последовательная резка дисками диаметров 800, 1200, 1600 и 2200 мм, соответственно.

Канатные стенорезные машины

Канатные машины в качестве инструмента используют трос с нанизанными на него алмазосодержащими втулками, между которыми вставлены кольцевые пружины, препятствующие сдвигу втулок.

Канатные стенорезные машины различаются по принципу подачи каната. Это канатные машины колесного типа и канатные машины роликового типа.

К первым относятся дисковые стенорезные машины, на которые вместо алмазного диска устанавливается приводное колесо. Оно имеет резиновое покрытие по торцу, обеспечивающее необходимое сцепление каната и приводного колеса. При использовании данного типа канатной машины непременным условием является наличие дополнительных роликов. Они служат не только для изменения направления движения каната, но также являются демпфирующим элементом, препятствующим его разрыву, поскольку в процессе резки при попадании каната на оторвавшийся кусок бетона возникают динамические нагрузки.

В конструкции канатных машин роликового типа учитывается возможность появления рывков по ходу резки. Это выражается в наличии нескольких ведомых роликов, установленных на станине или на каретках машины. Они служат не только для перепасовки выбранного в процессе резки каната, но и гасят рывки, перераспределяя динамические воздействия как на ведущие, так и на ведомые ролики.

Основным отличием стенорезных канатных машин от стенорезных дисковых машин является практически неограниченная глубина реза. При максимальной длине запасовки каната 60 м глубина реза может достигать 25 м. Это дает возможность производить резку любых строительных конструкций, а также железобетонных массивов.

Дистанционно управляемые комплексы демонтажа реактора и оборудования

Демонтаж и фрагментация корпуса реактора, его элементов, внутри корпусного устройства (ВКУ), кольцевого бака и закладных деталей бетонной шахты реактора нередко производятся при больших значениях мощности дозы γ -излучения, высокой загрязненности конструкций и всей рабочей зоны радионуклидами. Для проведения демонтажных работ в этих

условиях целесообразно применение так называемых «безлюдных технологий» с использованием средств технологического оснащения (СТО). К ним можно отнести дистанционно управляемые механизмы (ДУМ: роботы, манипуляторы) и дистанционно управляемые комплексы (ДУК), оснащенные большим количеством различных инструментов.

Радикальным решением проблемы демонтажа оборудования в помещениях с высоким фоном гамма-излучения является применение малогабаритных передвижных установок с дистанционным управлением, оснащенных манипуляторами и грузоподъемными устройствами.

Вторым по значимости представителем СТО являются дистанционно управляемые комплексы (ДУК). В качестве примера ниже приведен эскиз дистанционно управляемого комплекса, предназначенного для демонтажа корпусных реакторов. Конструкция ДУК для корпусных реакторов блоков ВВЭР-440 имеет дистанционный и автоматический режимы обслуживания рабочих органов, контроля и управления процессом демонтажа. Основная операция при демонтаже корпусного реактора — фрагментация термической резкой.

Общее представление о конструкции комплекса в варианте компоновки для фрезерования корпуса реактора дает рисунок 2.8

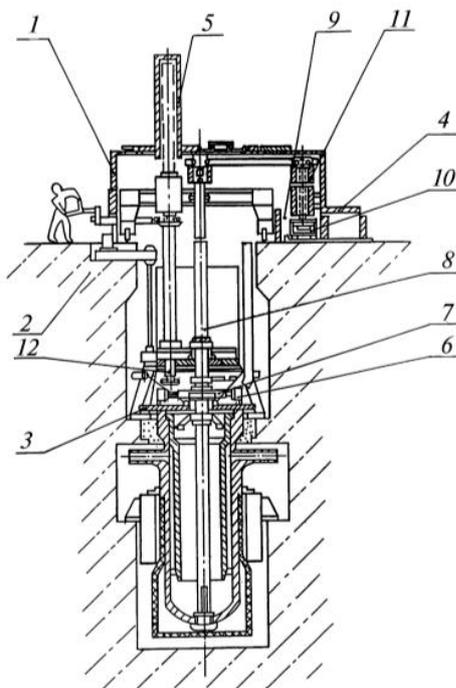


Рисунок 2.8 – Демонтажный металлорежущий комплекс для корпусного реактора [1]:

- 1 — мост; 2 — привод планшайбы; 3 — технологическая радиационно-защитная крышка; 4 — транспортный шлюз; 5 — инструментальная штанга; 6 — поворотная планшайба; 7 — платформа; 8 — несущая штанга; 9 — защитный чехол; 10 — контейнер; 11 — транспортное устройство; 12 — опорная балка

В представляемом решении используется непрерывный процесс фрезерования корпуса реактора сверху вниз по круговой траектории с шнековым отводом осыпающейся на днище корпуса стружки вверх через внутреннюю полость несущей штанги.

При монтаже данного устройства в днище корпуса предварительно термической резкой извне разделяется отверстие для наконечника несущей штанги, с помощью которого на ней закрепляется корпус. Затем несущая штанга центрирующим устройством фиксируется соосно с корпусом.

Принципиальная возможность и целесообразность применения данной оригинальной технологии демонтажа обоснована следующими факторами:

1. Конструкционные материалы, из которых изготовлены компоненты реактора, имеют приемлемый уровень обрабатываемости резанием.

2. Конструкция корпуса (за исключением его днища) и внутрикорпусное устройство (за исключением блока защитных труб) имеют простые геометрические формы и достаточную жесткость, что удобно с точки зрения их базирования при резании, простоты кинематики процесса и управления им в дистанционном режиме.

3. Использование в качестве локализованной рабочей зоны демонтажа бетонной шахты реактора позволяет избежать организации для этой цели новых в последующем радиоактивно загрязняемых площадей и объемов в здании энергоблока или за его пределами.

4. Процесс механической обработки резанием имеет широкое промышленное применение; отработаны конструкции инструмента, оснастки, оборудования; отмечена хорошая адаптация к дистанционному и автоматическому управлению. При этом фрезерование — один из самых производительных, универсальных и надежных способов обработки резанием.

5. Стружка, получаемая фрезерованием, имеет малую длину и регулярную форму. Она технологична с точки зрения последующего обращения с ней как с РАО. Сортировка ее по степени радиоактивности возможна еще при фрезеровании на основе предварительных измерений активности корпуса и составления соответствующей картограммы.

6. Процесс стружкообразования «чистого» в обычном понятии металла конструкций реактора практически не дает пыле- и газовыделений, сохраняется возможность наблюдения за рабочей зоной. Возможна установка местного пылеотсоса небольшой мощности (0,8—1,0 кВт) в зоне действия фрезы с подключением в систему общей спецвентиляции.

Следует отметить, что предлагаемая технология демонтажа по сравнению с разделкой на фрагменты (размером от 200 до 200 мм и более) требует увеличенных энергетических и временных затрат. В некоторой мере

они компенсируются на операции переплавки части стружки на комплексе переработки РАО. Переплавке подвергают стружку, полученную при фрезеровании участков корпуса только с поверхностным загрязнением.

Полное время разделки корпуса ВВЭР-440 с учетом потерь на смену инструмента, подналадку, обслуживание и другие вспомогательные действия составляет около четырех тысяч часов.

В заключение еще раз отметим, что к настоящему времени накоплен определенный практический опыт проектирования и выполнения демонтажных технологий вывода из эксплуатации блоков АС как за рубежом, так и на ряде реакторных установок в России: выполнение комплекса работ по выводу из эксплуатации с проведением реабилитационных работ на нескольких АЭС в США — на АЭС «Big Rock Point» с реактором типа BWR; работы по реализации проекта вывода из эксплуатации АЭС «Greifswald» с пятью российскими реакторами типа ВВЭР-440, осуществляемые в Германии фирмой EWN по технологии немедленного демонтажа с конечной целью — «зеленая лужайка»; работы по реализации демонстрационного проекта, осуществляемые в Великобритании по выводу из эксплуатации уран-графитового, газоохлаждаемого корпусного реактора WAGR на площадке Windscale, предусматривающие удаление активной зоны и корпуса реактора, снижение высотности здания с конечной целью — создание на территории площадки «коричневой лужайки».

Использование этого опыта, современный подход к проектированию демонтажных технологий, достигнутый уровень компетентности специалистов данного направления позволят выполнить предстоящие разработки по технологической подготовке вывода из эксплуатации блоков российских АЭС.

РАЗДЕЛ III. ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ ПО ВЫВОДУ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГБЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Этап оценки и выбора варианта снятия с эксплуатации представляет собой предварительное планирование работ по снятию с эксплуатации на основании анализа первичной характеристики площадки, полученной в результате КИРО. Для того чтобы определить, какие требования норм будут применяться к работам по снятию с эксплуатации, каковы будут финансовые затраты, применяемые технологии, проводится первоначальная оценка, на основании которой разрабатывается концепция снятия с эксплуатации конкретного энергоблока.

В настоящее время нормативными документами требуется разработка концепции снятия с эксплуатации еще на стадии разработки проекта строительства АЭС, которая в числе другой проектной организации подается в регулирующий орган для получения лицензии на строительство. Этот документ в концептуальной форме должен отображать такие вопросы снятия с эксплуатации:

- очередность и продолжительность этапов снятия с эксплуатации установки, основные мероприятия на каждом этапе, состояние установки и площадки после окончания каждого этапа, включая основные
- критерии оценки состояния;
- комплекс основных мероприятий по обращению с РАО и другими опасными материалами от их образования до захоронения, который базируется на прогнозных оценках их объемов и характеристик;
- планы будущего использования компонентов и материалов установки, а также территории, которую она занимает;
- оборудование и технологии, необходимые для снятия установки с эксплуатации;
- инфраструктура, обеспечивающая деятельность по снятию установки с эксплуатации;
- основные мероприятия по радиационной защите и мониторингу окружающей среды, базирующиеся на прогнозных оценках радиационного состояния установки;
- основные мероприятия на случай радиационной аварии;
- основные мероприятия по физической защите установки;
- подготовка и привлечение персонала во время снятия установки с эксплуатации;
- основные административные и организационные мероприятия по снятию установки с эксплуатации;
- финансовое обеспечение снятия установки с эксплуатации;
- основные мероприятия по обеспечению качества.

Концепция снятия с эксплуатации периодически пересматривается для учета новых данных о факторах, влияющих на снятие установки с эксплуатации, а именно: о состоянии установки, развитии техники и технологий снятия с эксплуатации и обращения с РАО, о требованиях нормативных актов, финансовом обеспечении, опыте снятия установки с эксплуатации, социальных аспектах и др.

Решение эксплуатирующей организации относительно дальнейшего использования площадки является решающим критерием при разработке концепции снятия с эксплуатации и выборе подходящих вариантов. Это решение может варьироваться от возможности повторного использования в качестве ядерного объекта до использования конструкций для хранения отходов или организации промышленного производства, либо до полного восстановления площадки для ведения сельского хозяйства или других видов деятельности.

При выборе варианта снятия объекта с эксплуатации необходимо также учесть такие аспекты, как финансовые ограничения, возможности по захоронению РАО, уровень вовлечения населения и его социальную активность, необходимость создания новых технологий, а также оценку рисков. Большое значение для выполнения проекта по снятию с эксплуатации имеет наличие финансовых средств для ведения этого вида деятельности. Если выбранный вариант предполагает привлечение более значительных финансовых ресурсов, чем имеющиеся в распоряжении эксплуатирующей организации, то необходимо либо добиться увеличения финансирования, либо выбрать менее дорогостоящий вариант.

Эксплуатирующая организация должна иметь практическую возможность захоронения предполагаемых объемов РАО, образующихся при снятии с эксплуатации.

В противном случае необходимо проектировать и строить специальные хранилища либо использовать варианты захоронения на других площадках.

Требования относительно вовлеченности населения необходимо оценить и включить в соответствующие пункты программ при планировании процесса снятия с эксплуатации. В самом начале процесса планирования необходимо обсудить данную проблему с местными властями и другими заинтересованными общественными организациями.

Еще одним важным вопросом является доступность технологий, необходимых для выбранного варианта снятия с эксплуатации. Возможно, следует разработать специальные технологии для дезактивации или демонтажа. В такой ситуации стоимость и время на разработку технологий необходимо учитывать при выборе варианта снятия с эксплуатации. Даже после того, как вариант выбран, разработка технологий может стать критическим звеном.

Проведение оценки возможного риска существенно облегчит задачу выбора того или иного варианта снятия с эксплуатации.

Процесс оценки состоит из ряда расчетов, выполненных исходя из существующих условий, при которых может происходить воздействие негативных факторов на людей или окружающую среду. Например, риски могут состоять в том, что у определенной группы людей возрастает процент заболевания раком как результат воздействия ионизирующих излучений, у другой группы увеличивается вероятность заболеваний центральной нервной системы. Такие же расчеты можно сделать относительно воздействия негативных факторов на окружающую среду. Однако не следует забывать, что оценка риска не может быть точной, так как не всегда можно рассчитать реальную картину воздействия негативных факторов. Кроме того, знания о видах, концентрациях и распространении загрязняющих веществ не всегда являются полными.

Вначале производятся расчеты уровня риска для ситуации, при которой не предпринимается никаких действий по снятию с эксплуатации (нулевой вариант). Затем производятся вычисления для каждого из предложенных вариантов проекта. Таким образом определяется, в каком случае риск увеличивается, а в каком снижается. Эта информация добавляется к изначальному расчету стоимости варианта проекта, в результате чего вычисляется соотношение затрат и результата; это играет большую роль при выборе варианта. Проведение оценки риска не является обязательной процедурой, но она может быть использована как одно из средств при планировании процесса снятия с эксплуатации.

Различные варианты проектов снятия с эксплуатации оцениваются по таким критериям, как стоимость, будущее использование площадки, снижение риска для населения и окружающей среды после завершения работ. Другими критериями являются совместимость конечного результата с окружающей средой, риски для рабочих при выполнении работ по снятию с эксплуатации и объем образующихся отходов по сравнению с выходом повторно используемых или чистых материалов. Разнообразные критерии оцениваются в соответствии с приоритетами эксплуатирующей организации, органов государственного управления и регулирования, а также условиями конкретной площадки. Конечное состояние и внешний вид площадки после завершения работ по снятию с эксплуатации могут иметь важное значение и, следовательно, являются такими же значимыми факторами при проведении оценки.

Оценка вариантов может выполняться путем сбора соответствующей информации и проведения анализа, насколько каждый из вариантов ей соответствует. В процессе выбора следует учитывать следующие критерии:

- эффективность защиты здоровья персонала и населения;
- эффективность защиты окружающей среды;
- возможность осуществления проекта;

- сведение к минимуму количества РАО;
- стоимость и соотношение затрат и результата;
- общественное мнение;
- соответствие нормативным требованиям;
- соответствие рассматриваемого варианта принципам радиационной защиты;
- последующее использование площадки;
- изменения в социальной и экономической сферах, в частности, в сфере занятости;
- влияние на культуру, включая эстетические, исторические и археологические аспекты.

Эксплуатирующая организация на основании выполненного анализа определяет, насколько каждый из вариантов соответствует критериям, и решает, какой из них наиболее приемлем для практической реализации. В идеальном варианте на основе результатов оценки выбирается наиболее подходящий вариант проекта снятия ядерного объекта с эксплуатации. Но на самом деле выбирается два или три варианта, набравшие большее количество баллов. В таком случае следует провести более детальную оценку стоимости и риска, что позволит выбрать один из них.

Возможно также проведение уточненной оценки существующих и вновь выбранных вариантов. После того, как выбран вариант снятия с эксплуатации, можно приступить к более детальной инженерной разработке проекта и задачам планирования.

3.1 Возможные варианты и подготовка к выводу из эксплуатации энергоблока с ВВЭР-1000

В настоящий момент в мире эксплуатируются 58 реакторов ВВЭР. Из них 10 реакторов ВВЭР-440 выведено из эксплуатации по различным причинам.

Первый проект ВВЭР-1000 был пущен в 1980 году на Нововоронежской АЭС. Срок службы такого реактора составлял 30 лет. В сентябре 2010 года энергоблок остановили для модернизации с целью продления срока его эксплуатации. Модернизация продолжалась почти год. В результате энергоблок по уровню безопасности соответствует блокам третьего поколения и может находиться в эксплуатации еще 30 лет. В 2011 году Ростехнадзор в соответствии с существующими нормами и правилами выдал лицензию на право эксплуатации энергоблока №5 Нововоронежской АЭС на пять лет. Таким образом, исключая аварийные ситуации на других энергоблоках, первый останов АЭС с реактором ВВЭР-1000 пройдет не ранее чем в 2041 году.

На современных АЭС с реакторами ВВЭР-1000 приняты двухконтурные схемы с генерацией насыщенного или слабоперегретого пара с сепарацией и промежуточным перегревом пара перед турбиной.

Реакторная установка с ВВЭР-1000 включает в себя главный циркуляционный контур, систему компенсации давления и пассивный узел системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ).

В состав главного циркуляционного контура входят реактор и четыре циркуляционные петли, каждая из которых включает горизонтальный парогенератор, главный циркуляционный насос (ГЦН) и главный циркуляционный трубопровод с условным диаметром 850 мм (Ду 850), соединяющий петли с реактором (рисунок 3.1).

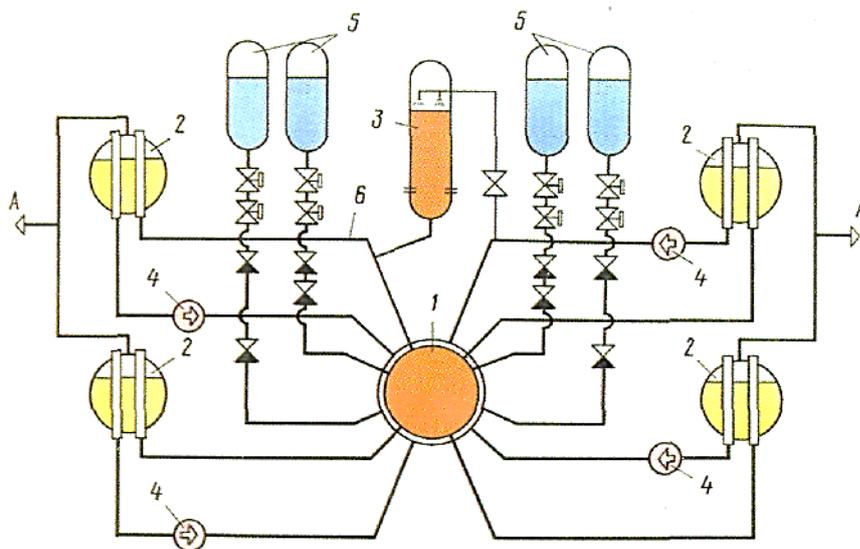


Рисунок 3.1 – Состав главного циркуляционного контура.

1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – компенсатор давления; 4 – главный циркуляционный насос; 5 – емкость САОЗ; 6 – трубопровод Ду 850; А – подвод пара к турбине.

Расчетные исследования уровней наведенной активности конструкционных и защитных материалов АЭС с реакторами типов ВВЭР и РБМК. Для планирования работ по подготовке к выводу из эксплуатации блоков АЭС необходима информация по радиоактивности элементов конструкций ядерных установок (ЯУ) различных типов. Основными типами эксплуатирующихся в настоящее время ЯУ в России являются ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000, начато сооружение ядерных установок с ВВЭР-1200.

Анализ полученных систематизированных данных по пространственно-временному распределению наведенной активности конструкций реактора типа ВВЭР позволяет сформулировать следующие общие закономерности формирования наведенной активности [1]:

1. Среди внутрикорпусных устройств (ВКУ) наибольшая удельная активность наблюдается у корзины с выгородкой, расположенной ближе

других элементов ВКУ к активной зоне с большими потоками нейтронов. Например, максимальная удельная активность ^{60}Co в корзине с выгородкой превышает примерно в 100 раз максимальную удельную активность корпуса реактора.

2. Вклад различных радионуклидов в полную наведенную активность материалов существенно изменяется в зависимости от времени после останова реактора. Так, для корпуса реактора в первые годы максимальное значение активности приходится на радионуклид ^{55}Fe . Вклад в удельную активность в это время вносят также радионуклиды ^{60}Co и ^{63}Ni .

3. Временные зависимости удельных активностей в бетонах сложнее, так как большее число примесных и следовых элементов играет важную роль в формировании наведенной активности. В полной активности серпентинитового бетона доминирует тритий, образованный по реакции $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{H}$ из лития, присутствующего в бетоне на уровне следов. В первые годы выдержки важную роль играют также радионуклиды ^{55}Fe и ^{60}Co . Однако с ростом времени выдержки их вклад в общую активность уменьшается, а поле γ -излучения определяется радионуклидами ^{60}Co , ^{152}Eu и ^{154}Eu . С дальнейшим ростом времени выдержки роль ^{60}Co уменьшается и возрастает вклад в поле γ -излучения более долгоживущих радионуклидов ^{152}Eu и ^{154}Eu . Похожая картина формирования временной зависимости наведенной активности наблюдается и в обычном бетоне. Полная активность серпентинитового бетона приблизительно на порядок выше, чем обычного бетона.

4. Материалом, определяющим основной вклад в суммарную активность, является сталь ВКУ. Ее активность для всех рассмотренных времен выдержки является преобладающей, при малых временах выдержки она превышает активность корпусной стали для ЯУ ВВЭР-440 в 65 раз и бетонов примерно в 900 раз.

5. Так как каждый блок АЭС имеет свои характеристики, историю эксплуатации, компоновку, химический состав материалов и другие особенности, поэтому для конкретного блока следует проводить свой независимый расчет наведенной активности конструкционных и защитных материалов на момент его вывода из эксплуатации.

На рисунке 3.2 показана шахта реактора ВВЭР-1000, выполненная в сборно-монолитном варианте. Внешняя часть шахты I выполнена в монолитном варианте, а внутренняя II, подверженная активации часть конструкции, выполнена в сборно-разборном варианте; элементы будут демонтированы и захоронены при выводе из эксплуатации блока АЭС. Такую конструкцию можно разделить при выводе из эксплуатации на элементы с различными уровнями активности. Выбор рационального варианта и геометрических размеров сборных элементов должен базироваться на данных расчетных исследований с учетом радиационно-физических характеристик конкретного реактора. Геометрические размеры сборных элементов конструкции должны определяться возможностью

робототехнических устройств, грузоподъемностью кранового оборудования и размерами контейнеров для перевозки радиоактивных отходов.

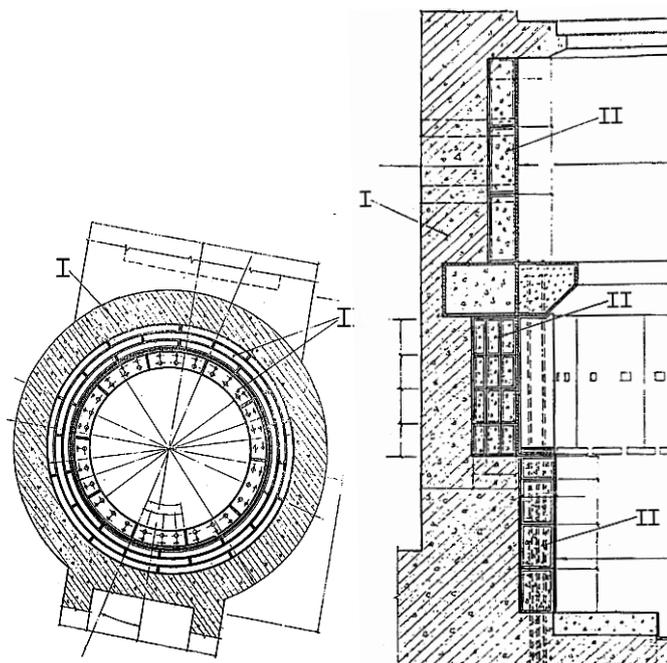


Рисунок 3.2. Пример выполнения радиационной защиты (шахты реактора) в сборно-моноклитном варианте [1]:

I — моноклитная часть; II — сборно-разборные элементы.

Для облегчения и сокращения сроков демонтажа реактора перспективным является концептуальное объемно-планировочное решение реакторного отделения и комплекса зданий АЭС с ВВЭР в целом. Концептуальное решение представлено в виде двух вариантов: «наземного» и «тоннельного», схематически изображенных на рисунках 3.3–3.4, соответственно.

На рис. 3.3 показан так называемый наземный вариант демонтажа реактора при выводе из эксплуатации блока АЭС.

Специфической особенностью данного решения является возведение здания «горячей» лаборатории 7, примыкающего к главному корпусу, в который выработавший свой ресурс реактор транспортируется через транспортный шлюз 6.

В данном варианте за основу взят типовой проект главного корпуса АЭС с реактором ВВЭР-1000. Несущие конструкции и большая часть вспомогательных конструкций и узлов АЭС ввиду специфики работы имеют значительный запас прочности. Назначенный срок службы АЭС, в первую очередь, ограничивается нормативным сроком службы реакторной установки, что составляет около 30 лет, в то время как сам корпус АЭС остается пригодным к эксплуатации примерно в три раза большее время. Таким образом, увеличение затрат на возведение дополнительных сооружений (здание «горячей» лаборатории) и модернизацию самого

главного корпуса окупается возможностью повторного использования энергоблока, так как позволяет сэкономить значительные средства, которые пришлось бы потратить на строительство нового блока, и более полно использовать ресурс АЭС.

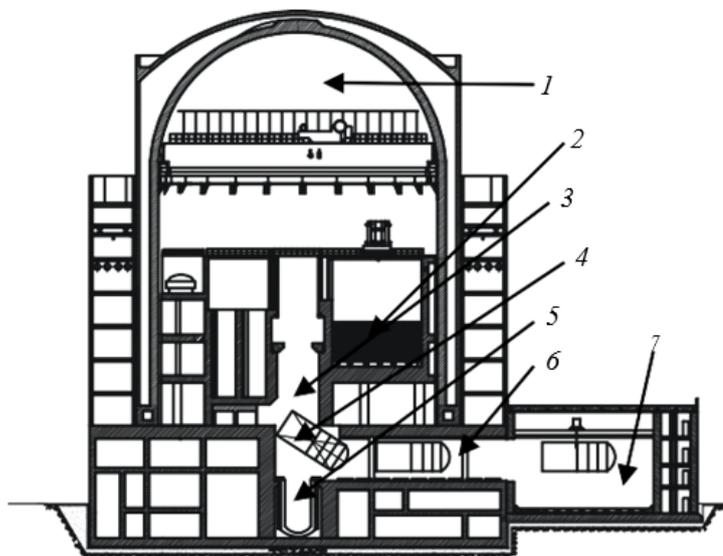


Рис. 3.3. Наземный вариант демонтажа реактора при выводе из эксплуатации блока АЭС [1]:

- 1 — контайнмент; 2 — бассейн выдержки; 3 — шахта реактора;
4 — реактор; 5 — «ловушка»; 6 — транспортный шлюз;
7 — здание «горячей» лаборатории.

На рис. 3.4 показан так называемый тоннельный вариант демонтажа реактора при выводе из эксплуатации блока АЭС.

Тоннельный вариант предусматривает:

- включение в проект АЭС нового здания «горячей» лаборатории, куда после прекращения эксплуатации АЭС будет перемещен и выдержан под наблюдением реактор;
- включение в проект технологического тоннеля, по которому должен перемещаться, а также содержаться под наблюдением реактор.

На стадии проектирования и строительства в зоне под реактором предусматривается сооружение вертикальной железобетонной шахты 5, соединенной с туннелем 6, который, в свою очередь, соединен с другой вертикальной шахтой 5, выходящей в специальное здание на территории площадки 7. Для перекрытия вертикальной шахты предусматривается наличие автоматического подъемно-опускного устройства. При этом в верхней части шахты под реактором предусматривается размещение «ловушки» для расплава активной зоны в случае возникновения максимально

возможной проектной аварии. Подобное решение позволяет осуществить следующую схему демонтажа реактора.

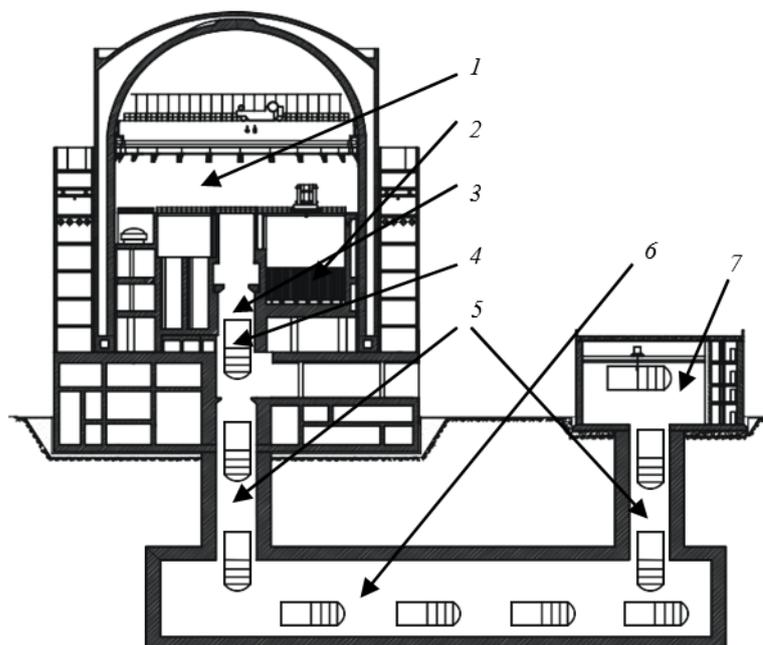


Рис. 3.4. Тоннельный вариант демонтажа реактора при выводе из эксплуатации блока АЭС [1]:

- 1 — контайнмент; 2 — бассейн выдержки; 3 — шахта реактора;
- 4 — реактор; 5 — вертикальная шахта; 6 — тоннель;
- 7 — корпус «горячей» лаборатории.

После завершения срока службы реакторной установки на первом этапе происходит штатная выгрузка топлива. Затем с помощью робототехнических устройств осуществляется обрезка трубопроводов и поддерживающих реактор структур. Далее с помощью крана реактор с «ловушкой» опускается на специальное передвижное устройство, находящееся на дне вертикальной шахты, после чего происходит герметизация верхней части вертикальной шахты.

Реактор на передвижном устройстве может быть выдержан необходимое время, а затем перемещен ко второй вертикальной шахте, оборудованной подъемным механизмом, извлечен с помощью этого механизма и помещен в специальное здание для дальнейшей разделки и утилизации. Отметим, что с этого момента можно выполнять дальнейшие демонтажные работы непосредственно в гермозоне реакторного отделения.

При проектировании реакторных установок нового поколения следует снижать уровни наведенной активности и радиоактивной загрязненности конструкционных и защитных материалов, оборудования и конструкций зданий реакторных установок. Существенно уменьшить объемы радиоактивных отходов можно за счет целенаправленного выбора малоактивируемых составов бетонов и конструкционных сталей. С этой

целью на стадии предпроектных исследований должен быть проведен тщательный анализ химического состава конструкционных и защитных материалов для выбора оптимальных составов, содержащих минимум активационно-опасных элементов, таких как кобальт, никель, цезий, ниобий, европий (в качестве основных, примесных и следовых), на изотопах которых образуются долгоживущие радионуклиды. Расчетные исследования показали, что при целенаправленном выборе малоактивируемых составов защитных бетонов шахты реактора типа ВВЭР возможно в 2-100 раз снизить уровни наведенной активности, а, следовательно, и объемов РАО.

Уменьшение активации конструкционных и защитных материалов зависит от потока тепловых и резонансных нейтронов по толщине защиты. Для снижения потоков нейтронов в конструкционные и защитные материалы следует добавлять в качестве микродобавок элементы, с одной стороны, обладающие большим сечением поглощения тепловых и резонансных нейтронов, и с другой — образующие короткоживущие изотопы.

Наиболее распространенным и широко используемым таким элементом является достаточно дешевый бор, который можно добавлять в бетоны. За счет борирования бетонной конструкции шахты реактора путем введения карбида бора в состав бетона достигается снижение наведенной активности от 1,5 до 10 раз.

3.2 Возможные варианты и подготовка к выводу из эксплуатации энергоблока с РБМК-1000

К настоящему времени в мире построено более 250 уран-графитовых ядерных реакторов различного типа, из которых многие уже остановлены, а в ближайшие 10-15 лет, в связи с выработкой ресурса, будет остановлено и большинство работающих блоков.

Реактор РБМК-1000 – это гетерогенный каналный реактор на тепловых нейтронах электрической мощностью 1000 МВт, в котором в качестве замедлителя используется графит, а в качестве теплоносителя – вода. Конструктивная схема АЭС с реактором РБМК-1000 представлена на рисунке 3.5.

Принципиальной особенностью конструкции каналных реакторов являлось отсутствие специального прочного корпуса, свойственного реакторам типа ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор). Кроме того, на реакторах РБМК можно осуществлять перегрузку ядерного топлива без их остановки, что позволяет повысить коэффициент использования мощности.

В настоящее время в России эксплуатируются 8 реакторов РБМК-1000 на 3-х станциях таблица 3.1.

Уже в ходе предварительного следствия после ядерной аварии на Чернобыльской АЭС было установлено, что реакторы типа РБМК-1000 имеют некоторые несовершенства конструкции.

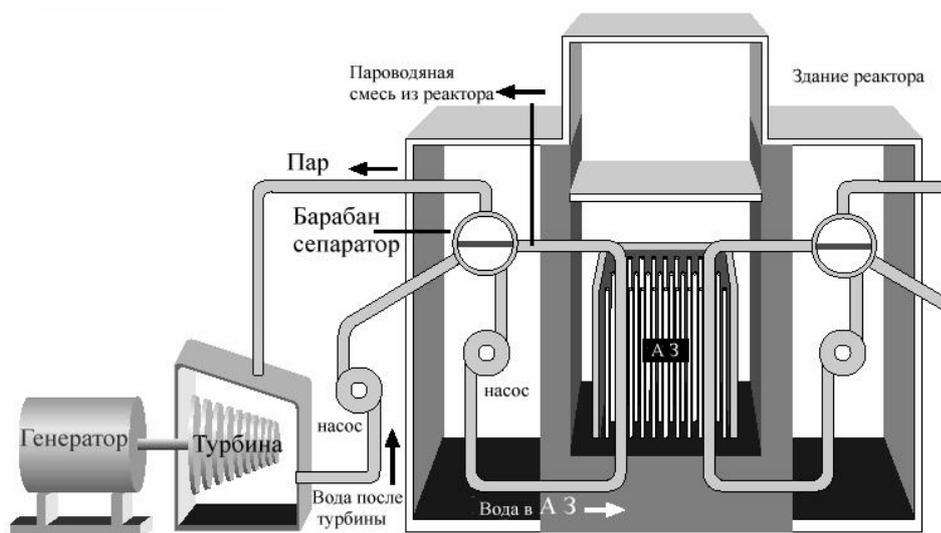


Рисунок 3.5 – Конструктивная схема АЭС с реактором РБМК-1000

Таблица 3.1 – АЭС с реакторами РБМК-1000 и их окончательный останов.

Название	Энергоблоки	Реакторы	Окончание работы
Курская АЭС	1	РБМК-1000	2021
	2	РБМК-1000	2024(план)
	3	РБМК-1000	2029(план)
	4	РБМК-1000	2030(план)
Ленинградская АЭС	1	РБМК-1000	2018
	2	РБМК-1000	2020
	3	РБМК-1000	2025(план)
	4	РБМК-1000	2025(план)
Смоленская АЭС	1	РБМК-1000	2027(план)
	2	РБМК-1000	2030(план)
	3	РБМК-1000	2034 (план)

Для повышения безопасности и надежности реактора следовало уменьшить паровой коэффициент реактивности и создать быстродействующую систему аварийной защиты. Было отмечено, что при останове реактора стержни аварийной защиты при своем движении вниз в течение пяти секунд вносили в реактор не отрицательную, а положительную реактивность (так называемый эффект положительной остановки), т.е. налицо дефект конструкции стержней – потенциальный фактор аварии. После черновыльской аварии большинство недостатков было исправлено. В частности, на всех действующих в СССР реакторах РБМК-1000 начальное

обогащение урана было повышено до 2,4%, время срабатывания системы управления снижено примерно в 10 раз, что позволило улучшить нейтронно-физические характеристики реактора, сделать его более устойчивым на всех уровнях мощности. Тем не менее, в соответствии с расчетами некоторых специалистов в области ядерной энергетики, системы управления и защиты реакторов РБМК все еще не способны обеспечить безопасную работу АЭС.

Энергоблоки с реакторами РБМК являются одноконтурными, что сильно усложняет их вывод из эксплуатации, так как радиоактивные вещества могут попасть в основное оборудование турбинного цеха. Из-за чего количество РАО будет больше, в сравнении с энергоблоками использующие реакторы ВВЭР.

При выводе из эксплуатации необходимо учитывать, что загрязненное оборудование значительно усложняет проведение демонтажных работ, ограничивает вторичное использование как бетона, так и металла в других сферах промышленности, в следствии чего удорожается процедура вывода из эксплуатации.

Одним из наиболее острых вопросов, связанных с выводом из эксплуатации УГР, является обращение с облученным графитом, что обусловлено присутствием в нем радионуклидов ^{14}C , ^{36}Cl . Эти радионуклиды, вследствие длительного периода полураспада ($5,73 \cdot 10^3$ и $3,01 \cdot 10^5$ лет соответственно) и своих радиологических свойств, представляют значительную потенциальную экологическую опасность. Содержание ^{14}C в облученном графите (105-106 Бк/г) в 106 раз больше его количества в естественном углероде.

Реакторный графит является важной частью конструкции ядерных реакторов РБМК. Там он используется в качестве замедлителя нейтронов. Однако к недостаткам графита относятся:

- радиационное распухание с последующим растрескиванием [14];
- эффект Вигнера (эффект разложения, спровоцированный вытеснением атомов кристаллической решетки, в следствии чего увеличивается риск внезапного высвобождения всей своей энергии, вызывая быстрое и очень сильное повышение температуры);
- пожароопасность (температура воспламенения $700\text{ }^{\circ}\text{C}$ в струе кислорода)
- отсутствие методов переработки облученного графита.

В настоящее время для всех УГР, как зарубежных, так и отечественных, концептуально определен вывод из эксплуатации по варианту «ликвидация» [23]. Исключение составляют только отечественные промышленные уран-графитовые реакторы (ПУГР), для которых, с учетом их конструктивных особенностей и мест размещения, предусмотрена возможность вывода из эксплуатации по варианту «захоронение на месте».

Однако практический опыт работ по ликвидации УГР или демонтажу кладки таких реакторов отсутствует.

При проведении масштабных работ по демонтажу графитовой кладки, связанных с любыми манипуляциями с облученными графитовыми деталями (блоками, втулками, кольцами), необходимо свести к минимуму образование радиоактивных аэрозолей, а также обеспечить взрыво- и пожаробезопасность работ. Проведение демонтажа графитовой кладки осложняется еще и тем, что она расположена в окружении массивных металлоконструкций, которые при работе реактора подвергались нейтронной активации и на момент окончательного останова УГР содержат существенное количество гамма излучающих изотопов (в основном ^{60}Co), которые определяют высокую мощность дозы в реакторном пространстве (до 10 Зв/ч) [23].

В феврале 2016 г. в Вене состоялась встреча экспертной группы (Великобритания, США, Франция, Россия, Германия и другие), для подготовки международного проекта GRAPA.

Цель проекта - решение широкого круга задач, включая разработку безопасных технологий извлечения графита из реакторов, переработки, временного хранения и захоронения. МАГАТЭ (Международное агентство по атомной энергии) поддержало идею создания в России международного центра по отработке технологий обращения с облученным радиоактивным графитом (ОРГ), представляющим опасность [16].

Росатом создал «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов» (ОДЦ УГР) в г. Северск Томской области 25 февраля 2016 г [17].

По поручению МАГАТЭ, в рамках выполнения проекта «GRAPA», Томскими специалистами ОДЦ УГР впервые были успешно выполнены практические работы, подтверждающие возможность реализации предлагаемого способа демонтажа реактора. В ходе проведения опытно-конструкторских работ (ОКР) отработаны технологические процессы демонтажа металлоконструкций и извлечения графитовых блоков кладки остановленного реактора ПУГР АДЭ-5 (прототип РБМК).

В настоящее время АО «ОДЦ УГР» совместно с АО НИКИЭТ и ООО «СКТБ ПР» занимаются разработкой высокотехнологичного оборудования, способного работать дистанционно в ограниченном пространстве. На 2019-2021 годы были запланированы научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы (НИОКР) по дальнейшей отработке технологий демонтажа металлоконструкций, разборки графитовой кладки.

В апреле 2019 г. АО «ОДЦ УГР» (Опытно-демонстрационный центр) запатентовало изобретение «Способ демонтажа графитовой кладки ядерного реактора», который обеспечит выполнение работ по выводу из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов по варианту «Ликвидация». Отличительная особенность этого способа - выполнение работ по полному

демонтажу графитовой кладки через проем в верхних металлоконструкциях с сохранением их несущей и защитной способности.

Это позволит снизить выбросы аэрозолей и избежать увеличения дозы гамма-излучения. Демонтаж конструктивных элементов реактора и графитовой кладки планируется выполнять с помощью дистанционно управляемого манипулятора.

Извлечение графитовых блоков кладки осуществляется без принудительной фрагментации, что предотвращает увеличение объема РАО (радиоактивных отходов) и образование радиоактивной взрывоопасной графитовой пыли. Этот способ является наиболее безопасным из существующих.

Проем закрывается крышкой, защищающей персонал от излучения и обеспечивающей доступ к внутренним конструкциям. Исследования в этом направлении продолжаются.

АО «ОДЦ УГР» совместно с АО НИКИЭТ и ООО «СКТБ ПР» разрабатывают высокотехнологичное оборудование для дистанционной работы в ограниченном пространстве. На 2019-2020 годы были запланированы НИОКР по дальнейшей разработке безопасных технологий демонтажа металлоконструкций и разборки графитовой кладки.

На данный момент проводят испытания первого прототипа дистанционно-управляемого комплекса. Комплекс состоит из мобильного робота (рисунок 3.6), пульта дистанционного управления и магазина с электрическим отрезным инструментом [18].



Рисунок 3.6 – Фотография мобильного робота [18].

Французские компании EDF и «Veolia» в 2019 году создали совместное предприятие «Graphitech» по выводу из эксплуатации реакторов, в которых используется графит [19].

Вывод графитовых реакторов из эксплуатации требует разработки инновационных технических решений в сочетании с уникальными

процессами вмешательства (цифровое моделирование, решения для дистанционного управления и т. д.). EDF использует трехэтапный процесс для каждого проекта вывода из эксплуатации:

- Этап 1. Удаления топлива и слив всех контуров перед окончательной остановкой станции после получения разрешения министерства на постоянный останов, а затем началом процесса демонтажа нерадиоактивных установок. На этом этапе устраняется 99,9% всей радиоактивности, присутствующей на площадке.
- Этап 2. После получения разрешения министерства производится демонтаж всего оборудования и зданий, за исключением здания реактора, и подготовке всех отходов к транспортировке в подходящие центры хранения.
- Этап 3. Демонтаж корпуса реактора, снос оставшихся зданий и дезактивация грунта.

«Graphitech» будет искать контракты для оказания помощи в демонтаже УГР во Франции, в Италии, в Испании, в Литве, в Японии и в Великобритании. Но Graphitech будет готов к работе не ранее 2028 г.

При отсутствии в мире предприятий, готовых к демонтажу УГР, Литва в 2021 г., объявила конкурс на проектирование демонтажа больших энергетических УГР типа РБМК-1500.

Во-первых, известно, что из-за отсутствия в мире безопасных технологий обращения с ОРГ реакторы Белоярской АЭС АМБ-100 и АМБ-200 (прототипы РБМК-1000) находятся в стадии отложенного демонтажа на 40 лет первый и на 32 года - второй. Приняты отложенные решения по демонтажу УГР и на других АЭС с РБМК: Ленинградской, Смоленской, Курской и Чернобыльской.

В мире сегодня 60 УГР освобождены от ядерного топлива и ждут (по мере развития науки) создания предприятий, способных безопасно для экологии и населения выполнять работы по безопасному обращению с ОРГ.

С начала вывода из эксплуатации Игналинской АЭС прошло 17 лет, но до настоящего времени в Литве не созданы и отсутствуют [20]:

- Концепция государственной программы по проектированию технологий безопасной ликвидации ядерного наследия-АЭС с двумя УГР типа РБМК, с описанием этапов ее реализации и возможного конечного состояния.
- Перечень основных мероприятий, график выполнения этапов и список необходимых штатных систем и оборудования в рабочем состоянии.
- Оценка общего количества РАО (радиоактивных отходов), образующихся при демонтаже блоков, с возможностью выбора

оптимального базового варианта их утилизации, а также стоимости работ.

- Контакты и сотрудничество с Ленинградской АЭС, где окончательно остановлены два РБМК-1000, с Главным конструктором РБМК- ОАО НИКИЭТ и ОАО НИКИМТ (институт конструирования монтажных технологий).
- ОДИЦ (опытно-демонстрационный инженерный центр с привлечением с помощью МАГАТЭ экспертов ядерщиков мирового уровня), способный решать инженерные проблемы, неизбежно возникающие при, выполняемых, впервые в мире, проектах демонтажа УГР.
- Государственная нормативно-правовая база по допустимым пределам выхода радионуклидов в окружающую среду (ОС) при разборке графитовой кладки, выполняемой впервые в мире, с контролем лицензированными приборами, методиками, и аттестованным персоналом лабораторий. Отложенный демонтаж УГР принят на всех АЭС с РБМК (кроме Игналинской).

В концепции могут быть рассмотрены варианты проектов и программ демонтажа больших энергетических УГР типа РБМК:

- Немедленный демонтаж.
- Отложенный демонтаж.
- Захоронение на месте.

Также, должно быть выяснено и учтено отношение муниципальных властей и заинтересованной общественности к выбранному варианту ликвидации ядерного наследия. Все это необходимо выполнить сегодня. Выбранная концепция должна пройти согласование в Госатомнадзоре - VATESI и получить одобрение муниципальных властей городов, МАГАТЭ.

В 2015 г. в г. Северск реализован вариант захоронение на месте ПУГР (промышленного уран-графитового реактора для наработки оружейного плутония и теплоснабжения) (одобрен МАГАТЭ).

Захоронение ПУГР на месте принято Росатомом к реализации на других площадках РФ. Опыт захоронения на месте возможен и в Литве (курганная, беспыльная технология - «Зеленый курган», запатентована в ОАО НИКИМТ РФ [21].

Так как РБМК-1500, в отличие от всех существующих РБМК-1000, расположены на +6,0 м выше уровня поверхности грунта (отметка 0,00 = +147,0 м над уровнем моря). Такое расположение позволяет технологически исключить доступ грунтовых вод к РАО внутрь энергоблоков и вынос радионуклидов в грунтовые воды [20].

Прошло 20 лет с момента принятия решения о выводе из эксплуатации ИАЭС без выработки и принятия «Концепции государственной программы по проектированию технологий безопасной ликвидации ядерного наследия»

и выпуска «Программ вывода из эксплуатации каждого энергоблока». Работы по демонтажу, дезактивации, хранению, утилизации РАО, в соответствии с директивой органа Государственного ядерного регулирования - VATESI, выполняются по ОПСЭ - Окончательному Плану Снятия с Эксплуатации, выпускаемому один раз в 5 лет.

3.3 Принципы демонтажа корпуса реактора ВВЭР-1000 и графитовой кладки РБМК-1000

Принципы демонтажа реактора ВВЭР-1000 могут быть схожи с принципами демонтажа аналогичных корпусных реакторов, например ВВЭР-440.

АЭС Грайфсвальд, Германия.

Для уменьшения дозовой нагрузки на площадке применялись дистанционные методы демонтажа корпуса реактора.

В связи с тем, что два реактора расположены в одном здании, предполагалось использование двух разных стратегий: сухая и мокрая резка внутри кессона. Было принято решение не использовать бассейн выдержки для мокрой резки из-за ограниченного пространства и нехватки документации по физическим характеристикам материала (облицовки, стен) бассейна.

В таблице 3.2 приведены инструменты и технологии для демонтажа разных деталей реактора ВВЭР [24].

Таблица 3.2 – Инструменты и технологии для демонтажа корпуса реактора.

Детали ВВЭР	Специальный инструмент, технология	Примечание
Внутрикорпусные устройства	Два силовых манипулятора для упаковки. Три силовых манипулятора для резки различными инструментами.	Максимальная грузоподъемность 0,5 тонн. САМС (контактная дуговая резка металла), плазменная кислородная горелка.
Корпус реактора	специальное грузоподъемное устройство	
Кольцевой бак защиты	Ленточная пила	После заливки резервуара бетоном и установки внутренней стены радиационной защиты.

Удаленный демонтаж оборудования и монтажные работы были разделены на

Удаленный демонтаж оборудования и монтажные работы были разделены на 11 тендерных пакетов:

- подъем груза в районе люка корпуса реактора;
- станция сухой резки;
- станция мокрой резки;
- очистные сооружения;
- упаковочная станция;
- системы вентиляции;
- установка измельчения реакторов;
- погрузочно-разгрузочное оборудование;
- производство контейнеров;
- демонтаж основных компонентов, и станция резки кольцевого резервуара для воды.

Часть контрольно-измерительного и вспомогательного оборудования была установлена в реакторном зале. Внутрикорпусные устройства реактора и корпус реактора были сняты с помощью крана, находящегося в реакторном зале [24].

В кессоне сухой резки производится демонтаж и фрагментация корпуса реактора (рисунок 3.7). Корпус реактора располагается на специальном транспортно-поворотном устройстве 6 которое вращается по оси. В зоне 1, где происходит предварительная резка режущим устройствам, корпус реактора горизонтально фрагментируется на днище реактора и обечайки. С помощью подъемного крана 3 происходит удержание корпуса реактора, с последующим его опусканием на высоту вырезанного фрагмента. Транспортное средство перевозит горизонтально отрезанные фрагменты в следующую зону последующей резки режущим устройством 5. В этой зоне происходит вертикальная фрагментация. С помощью силового манипулятора 7 фрагменты, полученные после вертикальной резки, упаковываются на упаковочной станции 8 в специальные контейнеры.

В кессоне мокрой резки подлежат фрагментации наиболее активные элементы (рисунок 3.8), такие как выгородка, шахта реактора, блок защитных труб. В этом кессоне также происходит фрагментация на поворотном столе только уже под водой. В этой схеме предусмотрено два силовых манипулятора 2 которые помещают отрезанные куски внутрикорпусных устройств 4 в специальную корзину. Мостовым краном 12 отрезанный фрагмент с корзиной помещается в специальный защитный экран 11 и переносится из бассейна для резки 8 в упаковочную станцию 13.

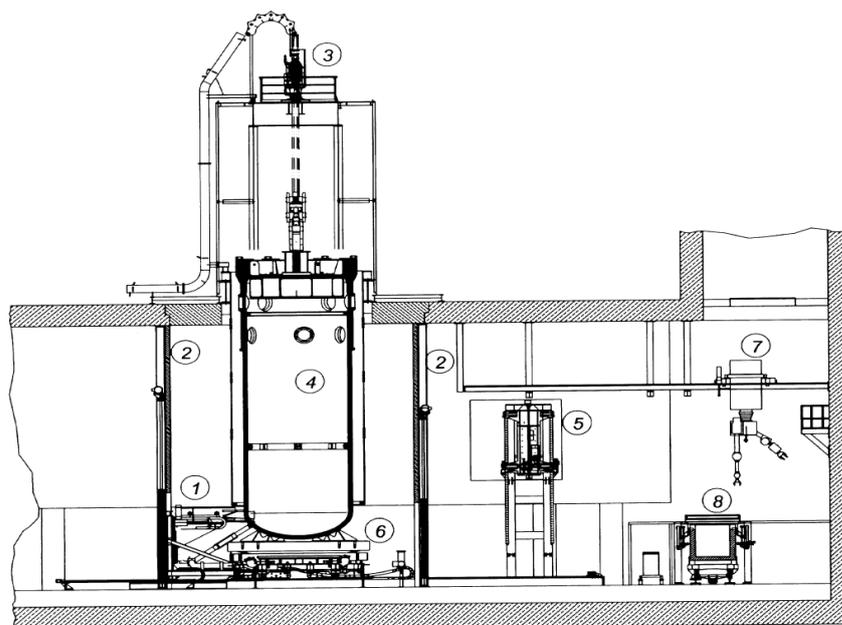


Рисунок 3.7 – Схема расположения оборудования для сухой резки [24]:
 1 – зона предварительной резки режущим устройством; 2 – защитная дверь; 3 – подъемное устройство; 4 – корпус реактора; 5 – зона последующей резки режущим устройством; 6 – транспортно-поворотное устройство; 7 – силовой манипулятор для упаковки; 8 – упаковочная станция.

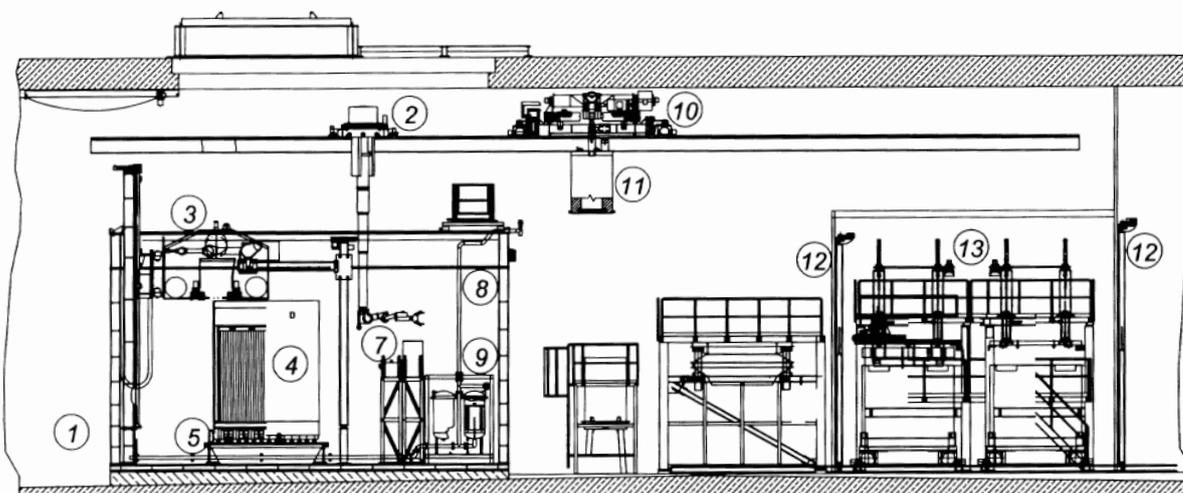


Рисунок 3.8 – Схема участка мокрой резки наиболее активных элементов корпуса реактора [24]:
 1 – рабочая зона; 2 – силовой манипулятор для упаковки; 3 – режущее устройство; 4 – компонент реактора; 5 – поворотный стол; 6 – система поддержки инструментов; 7 – стойка для вставки корзин; 8 – бассейна для резки; 9 – система очистки воды; 10 – мостовой кран; 11 – защитная экран; 12 – защитная дверца; 13 – упаковочная станция.

АЭС Богунице, Словакия.

Программа Богунице является самой передовой из трех программ вывода из эксплуатации, которым помогает ЕС. В мире это будет первая завершенная программа вывода из эксплуатации реактора типа ВВЭР. В 2020 году программа значительно продвинулась вперед. Начат демонтаж крупных компонентов системы теплоносителя реактора, включая транспортировку корпуса реактора и других активированных компонентов в бассейны, переоборудованные в цеха подводной резки. Затем началась дистанционная резка первого корпуса реактора. Планируется, что резка каждого из двух корпусов реактора займет 17 месяцев. Фрагментация обоих судов займет 24 месяца благодаря параллельным работам [25].

Процесс вывода из эксплуатации был запланирован в два этапа. Текущие вторые фазы состоят в основном из дезактивации и разборки активированных частей, среди которых демонтаж, удаление и хранение корпуса реактора (КР) представляет собой одну из самых сложных задач. На основании технико-экономического обоснования было разработано 7 сценариев вывода из эксплуатации КР АЭС V1. Краткий обзор этих сценариев можно найти в таблице 3.3.

Таблица 3.3 – Обзор сценариев вывода из эксплуатации АЭС Богунице [25].

Сценарий	Описание	Решение
КР 1-a	Долговременное хранения реактора в целом	Невыполнимо – нет свободных мощностей
КР 1-b	Временное хранение реактора в целом	Выполнимо – вариант А1
		Выполнимо – вариант А2
КР 1-c	Демонтаж корпуса реактора с последующей фрагментацией на цельные элементы	Выполнимо – вариант А3
КР 1-d	Демонтаж корпуса реактора с последующей фрагментацией для переплавки	Невозможно – переплавки недостаточно
КР 2	Демонтаж корпуса реактора с последующей фрагментацией на крупногабаритные части	Невыполнимо – экономические причины
КР 3-a	Демонтаж корпуса реактора с последующей фрагментацией на малогабаритные части	Невыполнимо – экономические причины
КР 3-b	Демонтаж корпуса реактора с последующей фрагментацией на малогабаритные части для переплавки	Невозможно – переплавка невозможна

После многокритериального анализа эти 7 сценариев были сокращены до КР 1-в и КР 1-с, которые далее были разделены на варианты А1, А2 и А3. Среди этих вариантов в качестве окончательного сценария был выбран А3. Этот сценарий состоит из трех шагов:

1. Первичная фрагментация большого кольца реактора;
2. Вторичная фрагментация;
3. Хранение осколков в усиленных контейнерах.

Согласно этому сценарию первичная и вторичная фрагментация одного корпуса реактора приведет к 184 осколкам. Для оптимизации этого процесса было предложено уменьшить количество осколков до 114, чтобы минимизировать дополнительные расходы на усиление контейнеров. План фрагментации изображен на рисунке 3.9. Фотографии резки корпуса реактора показаны на рисунке 3.10.

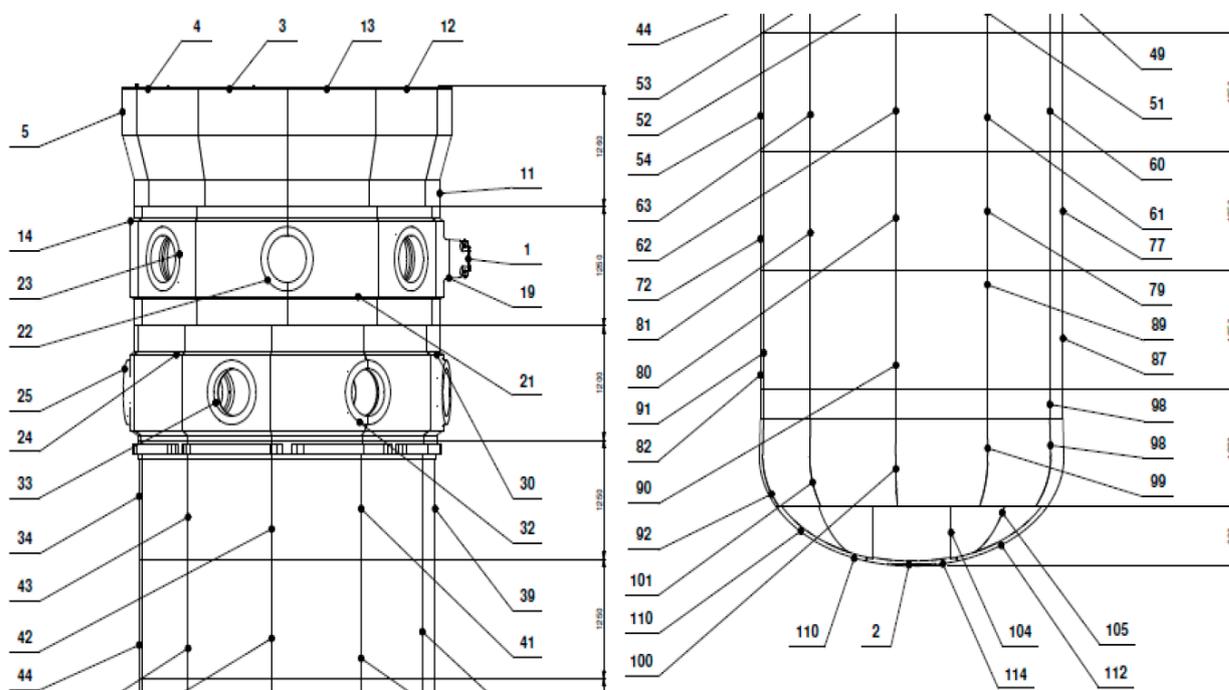


Рисунок 3.9 – План фрагментации реактора ВВЭР-440 [25].

Такой сценарий фрагментации приводит к общему уменьшению количества РАО за счет распределения фрагментов на высоко- средне- и низкоактивные отходы.

В настоящее время для энергетических уран-графитовых реакторов (УГР) типа РБМК, АМБ и ЭГП-6 принята концепция вывода из эксплуатации по варианту «ликвидация». Практический опыт таких работ, в том числе и демонтаж кладки реакторов, отсутствует. Разрабатываемые технологии выполнения демонтажных работ на объектах использования атомной энергии должны основываться в первую очередь на соблюдении принципов

оптимизации и обоснованности, что для данных условий требует максимально возможного применения дистанционных методов проведения работ.

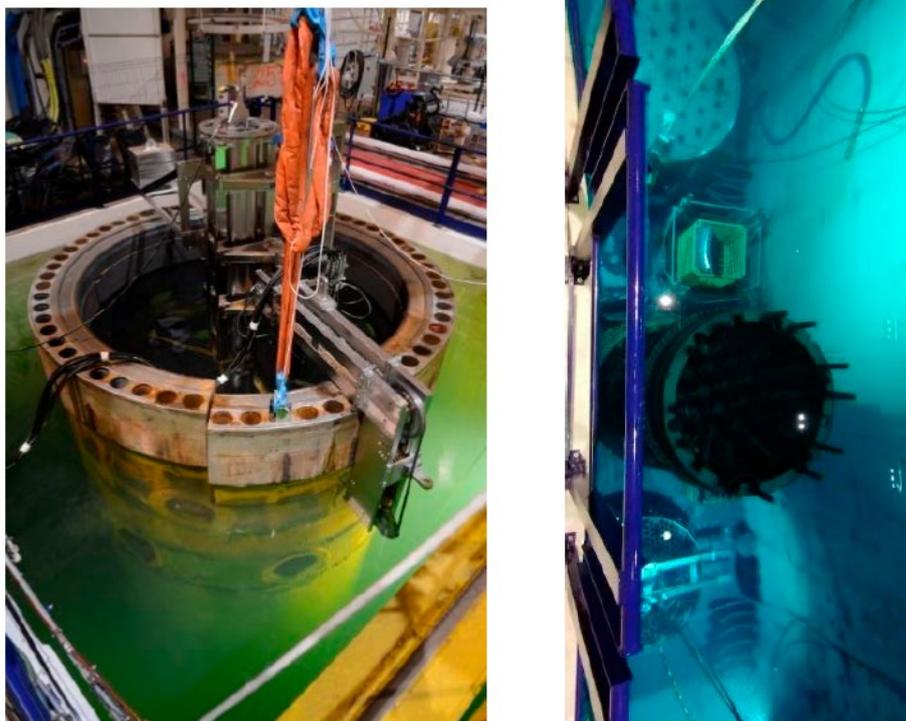


Рисунок 3.10 – Фотографии резки корпуса реактора в мокром цеху [25].

В рамках мероприятий, предусмотренных Федеральной целевой программой «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016—2020 годы и на период до 2030 года» (ФЦП ЯРБ-2), АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» были проведены опытно-конструкторские работы (ОКР) по созданию методов и технологий выполнения демонтажа графитовой кладки на остановленном промышленном УГР АДЭ-5. По итогам первого этапа работ определена последовательность технологических операций и мероприятий, обеспечивающих безопасность при демонтаже элементов металлоконструкций УГР между верхней биологической защитой и графитовой кладкой.

На различных стадиях вывода из эксплуатации выполнена оценка характеристик и количества образующихся радиоактивных отходов, дозовых затрат и времени пребывания персонала в зоне выполнения работ.

Разработаны технические решения по выполнению проема в верхней биологической защите, демонтажа элементов трактов технологических каналов, металлоконструкций и графитовых блоков верхнего ряда кладки, расположенных в зоне проема.

С целью безопасного демонтажа графитовых кладок должны быть разработаны соответствующие организационно-технические мероприятия, технологические решения и необходимые средства технологического

оснащения, обеспечивающие дистанционное проведение работ. С 2016 г. специалистами АО «ОДЦ УГР», АО НИКИЭТ и ИФХЭ РАН в рамках государственных контрактов проводятся научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по созданию технологических решений и оборудования для демонтажа графитовой кладки УГР.

Для практической отработки технологии демонтажа был выбран ПУГР АДЭ-5, конструкция которого сходна с конструкцией уран-графитовых энергетических реакторов. За период его эксплуатации не зафиксировано ни одного серьезного инцидента, поэтому отработка технологии демонтажа на АДЭ-5 может быть выполнена с минимальным облучением персонала.

До проведения опытных работ на ПУГР АДЭ-5 по отработке технологии демонтажа графитовой кладки было выполнено комплексное инженерное и радиационное обследование, на основании которого выбран район выполнения проходки в верхней биологической защите. Разработана последовательность технологических операций по организации доступа к графитовой кладке и извлечению графитовых блоков, а также перечень мероприятий, предотвращающих пыление в процессе производства работ. Выполнена оценка дозовых нагрузок и пожароопасных факторов при выполнении всех операций в соответствии с разработанной технологической последовательностью. На полномасштабных макетах элементов конструкции ПУГР отработаны операции с применением стандартного и нестандартного оборудования по демонтажу трактов технологических каналов и извлечению графитовых блоков кладки.

При выполнении НИОКР были описаны и проанализированы конструкции кладок и металлоконструкции в пределах шахты реактора и разработан способ демонтажа графитовой кладки ядерных реакторов.

Последовательность подготовительных операций по обеспечению доступа к графитовой кладке ПУГР АДЭ-5 предусматривает демонтаж верхних водяных коммуникаций и обрезку труб трактов технологических каналов (ТК) над верхней биологической защитой, организацию проема в верхней биологической защите (удаление фрагментов верхнего и нижнего листов верхней биологической защиты с трактами ТК), установку над проемом временной биологической защиты, демонтаж элементов трактов ТК между графитовой кладкой и верхней биологической защитой, организацию проема в азотном коробе, удаление плитного настила (рисунок 3.11 – 3.13).



Рисунок 3.11 – Этапы практических работ по выполнению проема ПУГР АДЭ-5 [23]:

1 – выполнение резов верхней плиты по периметру проходки; 2 – извлечение фрагментов верхней плиты с трактами ТК; 3 – установка защитной плиты.

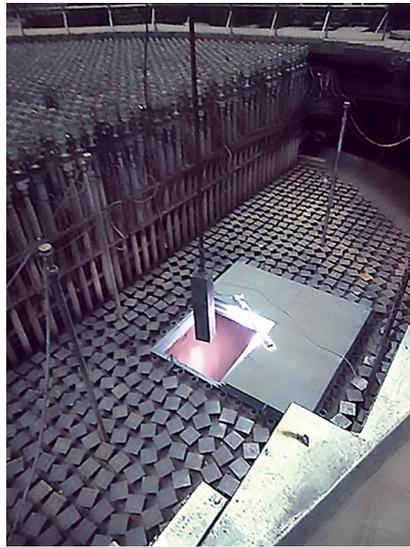


Рисунок 3.12 – Извлечение верхних блоков графитовой кладки ПУГР АДЭ-5 [23].

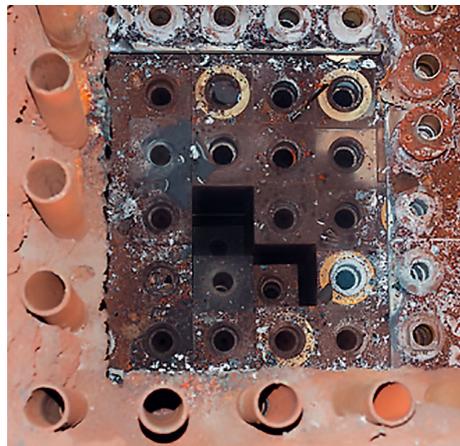


Рисунок 3.13 – Внешний вид фрагмента проема после извлечения графитовых блоков [23].

По итогам выполнения данных работ достигнуты следующие результаты:

- обоснованы подходы по обеспечению безопасного проведения работ по разбору кладки реактора;
- разработаны общие технологические решения по демонтажу графитовой кладки и требования к нестандартному оборудованию;
- выполнен технологический проем в верхней биологической защите ПУГР АДЭ-5 для обеспечения доступа к графитовой кладке;
- изготовлено и испытано на стенде нестандартное оборудование для демонтажа кладки;
- через выполненный проем в верхней биологической защите извлечены несколько графитовых блоков;
- разработаны рекомендации по корректировке конструкторской документации на нестандартное оборудование.

Дальнейшая отработка технологии демонтажа кладки уран-графитовых реакторов проводится по следующим направлениям:

- разработка технических решений по демонтажу элементов металлоконструкций УГР, трактов ТК, расположенных между верхней биологической защитой и графитовой кладкой, и элементов кладки;
- доработка робототехнического комплекса для расширения его функциональных возможностей по дистанционному перемещению и выполнению комплекса работ по демонтажу элементов металлоконструкций и графитовой кладки реактора;
- выполнение опытных операций по демонтажу и извлечению трактов ТК и других металлоконструкций УГР, расположенных между верхней биологической защитой и графитовой кладкой, в том числе блоков графитовой кладки ПУГР АДЭ-5, с помощью специального инструмента и роботизированного комплекса;
- метрологическая аттестация методики измерения радиационных характеристик графитовых РАО с использованием блоков, извлеченных из кладки реактора;
- отработка методов сортировки графитовых РАО на извлеченных из кладки реактора блоках;
- подготовка упаковок графитовых РАО и отработка методики их паспортизации.

По результатам проведенных НИОКР разработан и запатентован способ демонтажа графитовой кладки ядерного реактора [23].

РАЗДЕЛ IV. ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС

Одним из первых шагов по планированию проекта снятия с эксплуатации является выполнение предварительных оценок затрат для разных вариантов снятия с эксплуатации и определение на их основе лучшей стратегии.

Для каждой из трех выделенных в данной статье категорий прямых затрат разработаны методы их оценки. Каждый из методов учитывает влияние определенных факторов на величину оцениваемых затрат.

Метод оценки основных технологических затрат основан на применении в качестве основного инструмента принципа стоимости единичной операции. Для этого время для выполнения единицы работ разбивается на необходимое количество шагов, каждый с определенным временем выполнения.

При этом для каждой единицы работы вводятся группы затрудняющих работу факторов (учитываемых коэффициентами), которые увеличивают продолжительность работ.

При применении метода оценки сопутствующих затрат необходимо обоснованно подходить к организации работ и к определению трудоемкости. Нормативы применяются в зависимости от сочетания основных показателей, характеризующих объект нормирования. Влияние дополнительных факторов на трудоемкость учитывается поправочными коэффициентами к основному нормативу. Все факторы, влияющие на трудоемкость, делятся на основные, такие как категория новизны и группа сложности, и второстепенные. Конкретные значения поправочных коэффициентов определяются экспертным путем.

Для оценки стоимости обращения с РАО необходимо иметь четкую классификацию и объем РАО по каждой группе. Далее нужно определить себестоимость обращения с РАО с учетом особенностей конкретного технологического процесса их переработки. Общие затраты на обращение с РАО будут состоять из себестоимости их переработки и суммы постоянных затрат, структура которых регулируется как требованиями эффективной организации производства, так и нормами действующего законодательства. После построения обобщенной структуры затрат на обращение с РАО необходимо иметь в виду, что величина той или иной составляющей обобщенной структуры будет различной для каждого вида РАО, что обусловлено, в первую очередь, технологией их переработки.

Показана роль стоимости затрат проекта снятия с эксплуатации энергоблока АЭС как одного из наиболее важных критериев при принятии основных проектных решений. Приведены примеры использования величины стоимости при решении сложных технических задач.

Обоснована технико-экономическая оценка норматива отчислений в общеотраслевой резерв финансирования проектов снятия с эксплуатации, которая учитывает специфику проектов и ряд макро- и микроэкономических параметров, что дает возможность перспективного планирования материальных ресурсов для финансирования будущих проектов снятия с эксплуатации всех энергоблоков стран СНГ.

4.1 Модель финансирования процесса вывода из эксплуатации и структура финансовых затрат на вывод из эксплуатации

Общие подходы к формированию рациональной структуры работ и классификация затрат

В качестве основного подхода к построению иерархической структуры работ в проектах снятия с эксплуатации энергоблоков атомных электрических станций принята разработка комбинированной структуры, сочетающей разделение на функциональные элементы деятельности и этапы жизненного цикла проекта (рисунок 4.1).

На каждом этапе присутствуют иерархическая разбивка (декомпозиция) и структурирование всего объема деятельности на пакеты работ в зависимости от общности целей, задач и удобств управления, для которых стоимость может быть установлена более точно. Структуру работ каждого этапа можно привести к общему виду, как показано на рисунке 4.2.



Рисунок 4.1 - Верхние уровни иерархической структуры работ проекта снятия с эксплуатации энергоблока АЭС.

Разработанные методы оценки затрат в проектах снятия с эксплуатации энергоблоков АЭС основаны на использовании специальной классификации

затрат, поскольку традиционные подходы к классификации затрат, описываемые в литературе и применяемые на практике, к процессу снятия с эксплуатации можно применить лишь условно. Предлагаемая классификация затрат основана на блочном подходе, использующем WBS проекта. При использовании данного подхода проект снятия с эксплуатации подразделяется на дискретные и измеримые виды деятельности (работы или операции). Подобное разделение обеспечивает, где это возможно, достаточный уровень детализации, поэтому результаты оценки представительны. Блочный подход требует детального изучения всех операций, потребности в ресурсах и оценки адекватности их использования, что является своего рода функционально-стоимостным анализом деятельности. Преимущество такого метода заключается в том, что он ориентирован на будущие операции, а не на изучение прошлой деятельности, что важно, учитывая отсутствие аналогов и уникальность проекта [37].

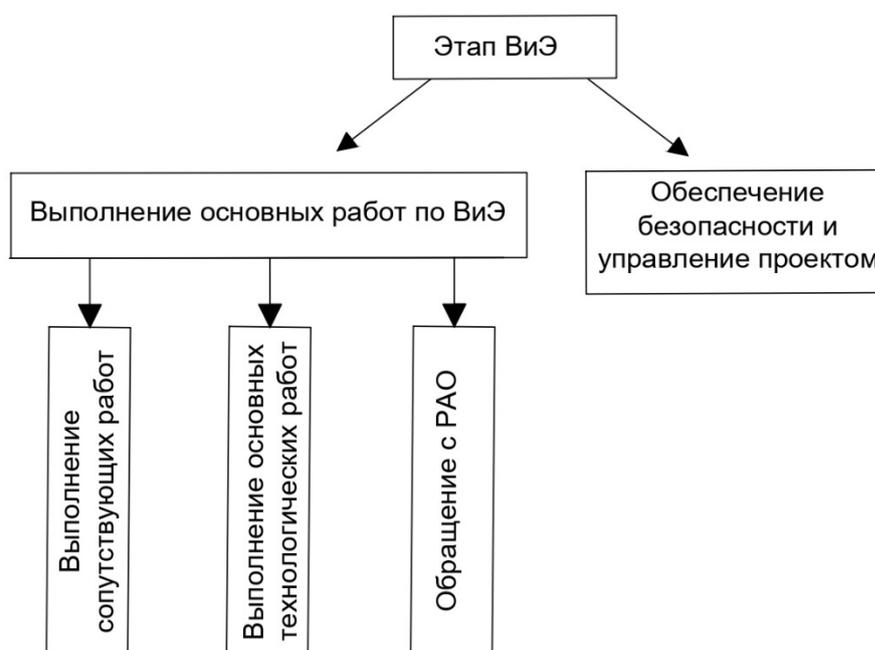


Рисунок 4.2 - Общий вид иерархической структуры работ этапа вывода из эксплуатации (ВиЭ) энергоблока АЭС.

Вывод из эксплуатации АЭС связан с большими финансовыми затратами, поскольку после окончательного останова реактора станция перестает вырабатывать электроэнергию и превращается в объект, требующий постоянного финансирования. В соответствии с принятой WBS проекта предлагается затраты разделить на две большие группы: прямые затраты и затраты периода. К прямым отнесены те затраты, которые непосредственно связаны с выполнением работ по проекту, т. е. формирующие историческую себестоимость этих работ. Затраты периода — это те затраты, которые не включаются в себестоимость выполненных работ и рассматриваются как затраты того периода, в котором они были

осуществлены. Специальная классификация затрат учитывает особенности каждого этапа проекта, но сохраняет общую структуру разбиения проекта.

Затраты периода включают в себя, прежде всего, общепроизводственные и административные затраты, которые присутствуют на любом этапе снятия с эксплуатации, а также затраты на содержание энергоблока, снимаемого с эксплуатации, в безопасном состоянии.

Прямые затраты по проекту снятия с эксплуатации имеют несколько важнейших составных частей: затраты на штатный персонал, занятый непосредственно дезактивацией и демонтажом; затраты материальных ресурсов, связанных с дезактивацией и демонтажом; стоимость транспортировки, переработки и захоронения радиоактивных отходов; стоимость сноса сооружений и восстановления дезактивированной площадки; затраты на проведение научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ.

Сумма прямых расходов и затрат периода на каждом этапе проекта представляет собой общую оценку стоимости проекта снятия с эксплуатации. Тем не менее, данная оценка не является окончательной: ее необходимо ежегодно корректировать на основании опыта уже выполненных работ, а также внесения изменений, причиной которых могут быть повышение или снижение регулирующих требований, изменения и дополнения проектной документации, уточнения программы работ и уточняющие расчеты затрат. Поэтому в общей стоимости проекта должны быть проанализированы и учтены непредвиденные расходы, а также стоимость материалов и оборудования, которые можно использовать на других объектах. К ним относится демонтированное чистое оборудование, которое может быть использовано на других АЭС, а также отходы, пригодные для переработки.

Таким образом, общую стоимость проекта снятия с эксплуатации можно представить в виде:

$$C_{об} = Z_{под} + Z_{п.э.} + Z_{о.з.} + Z_{к} + Z_{в} + Z_{д} + P_{неп} - C_{р},$$

где $C_{об}$ — общая стоимость проекта снятия с эксплуатации; $Z_{под}$ — затраты на подготовительном этапе; $Z_{п.э.}$ — затраты на этапе прекращения эксплуатации; $Z_{о.з.}$ — затраты на этапе окончательного закрытия; $Z_{к}$ — затраты на этапе консервации; $Z_{в}$ — затраты на этапе выдержки; $Z_{д}$ — затраты на этапе демонтажа; $P_{неп}$ — непредвиденные расходы; $C_{р}$ — стоимость реализованного оборудования и материалов.

Размер затрат на непредвиденные расходы будет зависеть от качества и достаточности проработки проекта, поставок и выполнения непосредственных работ по снятию с эксплуатации, строительства новых объектов, необходимых для ведения процесса снятия с эксплуатации, а также от сложности и неопределенности каждого из компонентов проекта. Стоимость затрат на непредвиденные расходы также зависит от наличия и достаточности существующей инженерно-технической информации, к

которой относятся документация, чертежи, технические требования, отчеты по исследованию площадки, помещений и другая собранная информация. Непредвиденные затраты устанавливаются отдельно для каждой стадии проекта, а затем рассчитывается общее среднее значение для непредвиденных затрат по всему проекту в целом. В общем затраты на непредвиденные расходы на этапе схематического планирования составляют 25-30 %. Для предварительной стадии планирования затраты на непредвиденные нужды составляют 10-20 %, для окончательной стадии планирования – 5-10 % общей суммы затрат [37].

Формула для определения затрат на каждом этапе снятия с эксплуатации имеет следующий вид:

$$Z_{э.с.} = Z_{пр} + Z_{пер},$$

где $Z_{э.с.}$ – стоимость этапа проекта снятия с эксплуатации; $Z_{пр}$ – прямые затраты; $Z_{пер}$ – затраты периода.

В свою очередь, формула для определения прямых затрат имеет вид:

$$Z_{пр.} = Z_{т} + Z_{с} + Z_{о},$$

где $Z_{пр}$ – прямые затраты; $Z_{т}$ – основные технологические затраты, связанные с выполнением работы по дезактивации оборудования, помещений, переплаву металлов; демонтажу оборудования, систем и трубопроводов; доведению помещений блока до санитарных норм; $Z_{с}$ – сопутствующие затраты, связанные с организационным, информационным и научно-техническим обеспечением проекта снятия с эксплуатации; $Z_{о}$ – затраты на обращение с РАО.

По предлагаемой классификации затрат предлагается учесть два типа основных расходов, имеющих непосредственное отношение к ведению работ по снятию с эксплуатации (к прямым затратам):

- зависящие от технологической деятельности (условно-переменные)
- зависящие от времени (условно-постоянные).

Расходы, зависящие от технологической деятельности, в свою очередь подразделяются на два типа: стоимость единицы работы и фиксированные расходы. Стоимость каждого вида деятельности вычисляется умножением определенного параметра деятельности (например, объем железобетона, который необходимо удалить) на соответствующие расценки выполнения единичной работы. Фиксированные расходы определяются стоимостью аренды оборудования или ценой при покупке оборудования и материалов, необходимых для выполнения конкретных работ по снятию с эксплуатации.

Расходы, зависящие от времени, представлены затратами, зависящими от специфики фаз проекта снятия с эксплуатации, выражаются стоимостью единицы времени и определяются умножением каждого компонента стоимости на соответствующий выделенный период времени.

Затраты периода включают в себя, прежде всего, общепроизводственные и административные затраты, которые присутствуют на любом этапе снятия с эксплуатации, а также затраты на содержание энергоблока, снимаемого с эксплуатации, в безопасном состоянии.

Входными данными для оценки затрат периода являются:

- структура организации управления цехами, отделами, службами и предприятием в целом, структура подразделений, обслуживающих системы энергоблока и хранилища РАО, их штатные расписания;
- нормы затрат топлива и энергии для отопления, освещения и других хозяйственных нужд;
- нормы затрат материалов на содержание и ремонт зданий, сооружений, оборудования;
- нормы износа малоценного и быстроизнашивающегося хозяйственного инвентаря;
- нормы налогов, сборов и других обязательных платежей, предусмотренных законодательством;
- требования к обеспечению всех видов безопасности и охраны со стороны надзорных органов, регулирующих деятельность по снятию с эксплуатации ядерных объектов;
- план-график и смета затрат на проведение подготовки и переподготовки кадров.

Для оценки затрат периода существенное значение имеет фактор времени, а он, в свою очередь, в значительной степени зависит от выбранной технологии снятия с эксплуатации. Эти затраты носят условно-постоянный характер и гипотетически могут быть оценены традиционными методами с учетом специфики объекта.

Оценка основных технологических затрат

Для построения методов оценки основных технологических затрат предполагается выполнение следующих процедур:

- 1) описание основных технологических процессов снятия с эксплуатации энергоблоков атомных станций;
- 2) обоснование предпочтений по выбору методов, применяемых при выполнении работ;
- 3) определение себестоимости выполнения работ с учетом используемых методов.

Главными составляющими основных технологических процессов снятия любой АЭС с эксплуатации являются:

- обращение с накопленными в процессе эксплуатации и при снятии с эксплуатации радиоактивными отходами, опасными веществами и материалами;
- дезактивация оборудования, помещений, переплава металлов;

- демонтаж оборудования, систем и трубопроводов; доведение помещений блока до санитарных норм.

Предлагаемый метод оценки основных технологических затрат имеет два этапа (рисунок 4.3).



Рисунок 4.3 - Процессная модель оценки основных технологических затрат.

Общая схема предварительного этапа оценки включает в себя изучение существующей технической документации: технического задания, технических предложений, проектного технологического процесса и рабочей технологической документации. На предварительном этапе необходим анализ имеющейся информации об общем и радиационном состоянии помещений и оборудования, предлагаемых для проведения работ. Далее надо выбрать оптимальные технологии. Эти стадии формируют последовательно обобщенные сведения о технологическом пространстве для демонтажных и дезактивационных работ и работ по доведению помещений блока и территории станции до санитарных норм, в соответствии с которым проводится экономическая оценка. Результатом предварительного этапа является определение объема работ, который служит основой для определения основных технологических затрат.

На втором этапе оценки затрат используется информация, полученная на предварительном этапе в качестве объема работ, величину которого в денежном эквиваленте необходимо оценить с учетом всех входных параметров и факторов, влияющих на стоимость. На этом этапе оценивают два вида затрат: зависящих от деятельности (условно-переменные) и зависящих от времени (условно-постоянные). Первый вид затрат будет иметь две составляющие: себестоимость единицы продукции (работ) и фиксированная стоимость некоторых материальных ресурсов. В случае описываемых технологических процессов единицами стоимости работ будут,

например, стоимость разреза, стоимость единицы массы или объема сносимой конструкции, стоимость демонтажа единицы оборудования, стоимость дезактивации единицы оборудования с использованием конкретного метода, стоимость организации одного участка для дезактивации и его последующая ликвидация, стоимость реконструкции единицы площади кровли и т. д. Технологическая себестоимость включает прямые затраты на рабочем месте, участке и характеризует уровень затрат на осуществление отдельных технологических операций.

Таким образом, процесс определения себестоимости для работ по демонтажу, дезактивации и доведении помещений до санитарных норм в наиболее общем виде представлен в виде достаточно очевидных последовательных процедур:

- прогнозирования и планирования затрат (определяются долго- и краткосрочные тенденции изменения отдельных затрат, задаются их ориентиры);
- нормирования затрат (устанавливаются технически обоснованные нормативы в натуральных и стоимостных оценках по отдельным видам затрат и технологическим процессам);
- классификации затрат и постатейной оценки.

Затраты, которые включаются в себестоимость, определяются Национальными положениями (стандартами) бухгалтерского учета и отраслевыми инструкциями по вопросам планирования, учета и калькулирования себестоимости работ. В общем виде такая структура содержит:

- затраты на оплату труда;
- затраты на основные и вспомогательные материалы;
- энергозатраты;
- затраты на содержание и эксплуатацию оборудования; другие производственные затраты.

К расходам на управление в составе основных технологических затрат будут относиться только связанные с управлением производственными подразделениями и участками, которые непосредственно заняты в выполнении работ по демонтажу, дезактивации и доведении помещений до санитарных норм (в частности, зарплата и начисления руководителей цехов и участков, отчисления на социальные мероприятия с суммы заработной платы аппарата управления цехами и участками, расходы на оплату служебных командировок персонала цехов, участков, занятых при выполнении указанных работ). Для оценки таких затрат необходимо знать структуру и штатное расписание производственных подразделений.

Оценка сопутствующих затрат

В круг задач, решение которых обеспечит полное и своевременное организационное, информационное и научно-техническое обеспечение работ по снятию с эксплуатации, входят:

- проектное и научно-техническое обеспечение - разработка проекта и программ работ по снятию с эксплуатации, отчета по анализу безопасности, технологических регламентов, рабочей документации;
- текущие научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы, включая внедрение новых технологий производства работ, проектирование специальных устройств;
- инжиниринговое обеспечение на площадке (комплексное инженерное и радиационное обследование, проведение экспертиз);
- информационное обеспечение проекта снятия с эксплуатации.

Для разработки метода оценки сопутствующих затрат принято условное разделение на следующие группы:

- затраты на разработку проекта, программ и другой необходимой документации;
- затраты на выполнение научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, включая проведение КИРО;
- затраты на лицензирование и проведение экспертиз; затраты на проведение информационно-поисковых работ, создание и сопровождение баз данных.

Основным элементом, влияющим на величину всех сопутствующих затрат, является оплата труда. Как при выполнении работ собственными силами, так и при привлечении сторонних специалистов (организаций) по договору между заказчиком и исполнителем, необходимо обоснованно подходить к организации работ и к определению трудоемкости. Нормативы должны применяться в зависимости от сочетания основных показателей, характеризующих объект нормирования. Влияние дополнительных факторов на трудоемкость учитывается поправочными коэффициентами к основному нормативу. Все факторы, влияющие на трудоемкость, делятся на основные (категория новизны и группа сложности) и второстепенные. Конкретные значения поправочных коэффициентов определяются экспертным путем.

Оценка затрат на обращение с РАО

При снятии с эксплуатации ядерных энергетических установок возникают специфические проблемы, характерные для объектов, использующих радиационные технологии. Одно из долгосрочных и опасных последствий ядерных программ – накопление больших объемов разнообразных по физическому составу и активности радиоактивных отходов. Конечной целью обращения с РАО является организация работ с ними таким образом, чтобы обеспечить защиту здоровья человека и

окружающей среды как в настоящем, так и в последующем, не создавая при этом трудностей для будущих поколений.

Процесс обращения с РАО условно можно разделить на следующие этапы:

- сбор, классификацию, сортировку по виду, уровню активности, категории;
- временное хранение в емкостях, бункерах; кондиционирование;
- временное хранение в наземных или приповерхностных сооружениях;
- перевозку: погрузку, транспортировку, разгрузку транспортных контейнеров;
- захоронение в геологических формациях или приповерхностных сооружениях.

При разработке метода оценки затрат на обращение с РАО применяется принцип представления всех затрат на обращение с РАО в виде функции:

$$Y = \sum_{j=1}^n a_j + \sum_{i=1}^l q_j \cdot s_j \cdot \sigma_i,$$

где Y - общие затраты на обращение с РАО; a_j - j -й элемент в сумме постоянных затрат на обращение с РАО; n - количество элементов в структуре постоянных затрат на обращение с РАО; q_i - количество РАО i -й группы; s_i - себестоимость обработки единицы РАО i -й группы; l - количество групп РАО;

$$\sigma_i = \sum_{k=1}^m x_k,$$

где x_k - значение k -го фактора затрат; m - количество факторов, влияющих на стоимость обращения с РАО i -й группы.

Задача построения функции затрат на обращение с РАО сведена к следующим подзадачам:

- определению структуры и оценке постоянных затрат на обращение с РАО;
- классификации РАО по типам, группам и видам, предполагающим применение определенной технологии их обработки;
- определению объема РАО по каждой группе; определению себестоимости обработки единицы РАО по каждой группе;
- определению факторов, влияющих на функцию затрат, и представлению их в виде суммы коэффициентов.

Основная задача, которая ставилась при построении метода оценки затрат на обращение с РАО, состояла в определении себестоимости обращения с единицей объема РАО. Чтобы оценить себестоимость обработки

одной единицы отходов, определена структура затрат, включаемых в себестоимость. В обобщенном виде такая структура может быть представлена в следующем виде:

- затраты на оплату труда;
- затраты на материалы и химические реагенты;
- стоимость контейнеров для упаковки, хранения и транспортировки РАО;
- энергозатраты;
- транспортные расходы;
- затраты на содержание и эксплуатацию оборудования;
- стоимость средств индивидуальной защиты;
- затраты на хранение и захоронение РАО.

Стоимость снятия с эксплуатации как проектный критерий эффективности

Оценка стоимости затрат проекта снятия с эксплуатации энергоблока АЭС является одним из наиболее важных критериев принятия основных проектных решений. Современная тенденция в управлении проектами ведет к возрастанию роли последнего в управлении стоимостью за счет все большего включения областей, в которых критерий стоимости имеет значение.

Стоимость служит инструментом контроля и отражения хода выполнения работ. При этом наиболее предпочтительным методом является оценка затрат по освоенному объему. При этом можно увидеть, как распределяются по времени планируемые расходы проекта, а также реальные затраты денежных средств и объемы фактически выполненных работ. На этой основе могут быть подсчитаны отклонения по затратам и срокам. Если в проекте не осуществляется соответствующее управление стоимостью, то он обязательно выйдет из-под контроля, и для его завершения будет истрачено больше средств, чем предполагалось. Управление стоимостью проекта нацелено именно на предотвращение такой ситуации.

Фактор стоимости существенен в определении и обосновании необходимости основных мероприятий, подлежащих реализации при снятии с эксплуатации. Общими для всех реакторов, снимаемых с эксплуатации, являются, как минимум, две технические проблемы:

- применение специальных средств технологического оснащения для демонтажа и фрагментации радиоактивного оборудования, систем и трубопроводов;
- применение эффективной и экономичной технологии дезактивации оборудования, трубопроводов, помещений; лучшей будет та, которая обеспечит максимальную эффективность очистки при минимальном количестве образующихся вторичных РАО.

Для решения первой проблемы применяются различные методы демонтажа. Эти методы условно можно разделить на дистанционные, полудистанционные и обычные. Для обоснования уровня технологического вмешательства при демонтаже энергоблока или, другими словами, в установлении пропорций между объемами работ, выполняемых вручную и с помощью дистанционно управляемого оборудования, используется как проектный критерий стоимость таких работ. Традиционным инструментом при этом служит линейный анализ. Постановка задачи линейного программирования может выглядеть следующим образом:

$$\sum_{i=1}^n C_i \cdot x_i \rightarrow \min, Ax \leq b, \sum_i x_i = Q,$$

где x_i - количество нормо-часов эксплуатации ресурса i -го вида; $A = (aji)$ - матрица затрат, каждый элемент которой - количество единиц ресурса j -го вида, используемых на один нормо-час эксплуатации ресурса i -го вида; C_i - цена нормо-часа для ресурса i -го вида; b - вектор фактического запаса ресурсов в физических единицах; Q - планируемый (в нормо-часах) объем выполнения работ.

Такая задача уже решалась многократно симплексным методом при разработке проектов организации работ на этапе подготовки блока № 1 Белоярской АЭС к выводу из эксплуатации. Исследовалась эффективность распределения объемов работ между демонтажными бригадами, оборудованием общепромышленного использования и уникальными копирующими манипуляторами при разной дозовой нагрузке, минимизирующая общую стоимость выполнения работ.

Определение стоимости дезактивационных работ имеет большое значение как один из инструментов для решения второй задачи. В общем виде выражение для расчета необходимости и эффективности проведения дезактивации с целью сокращения количества радиоактивных отходов можно представить в виде формулы [37]:

$$C_{\text{РАО до дез}} + C_{\text{матер}} - C_{\text{РАО после дез}} - C_{\text{дез}} \geq 0,$$

где $C_{\text{РАО до дез}}$ - затраты на обращение с РАО (захоронение и переработка) без проведения дезактивационных работ; $C_{\text{матер}}$ - стоимость оборудования и материалов, возвращенных в хозяйственный оборот; $C_{\text{РАО после дез}}$ - затраты на обращение с РАО (захоронение и переработка) после проведения дезактивационных работ; $C_{\text{дез}}$ - затраты на проведение дезактивационных работ.

Кроме того, по результатам оценки стоимости дезактивационных работ и выбора оптимальной технологии дезактивации могут быть разработаны предложения и рекомендации для изменения проектов производства отдельных работ по снятию с эксплуатации. К числу таких рекомендаций могут быть отнесены предложения по уменьшению габаритных размеров

отходов, образующихся при проведении работ (чтобы габариты фрагментов оборудования не превышали, например, размеры ванн для дезактивации), запрет на использования сварки (чтобы исключить изменение характеристик отходов в местах резов) и т. п.

Стоимость является одним из критериев выбора того или иного варианта снятия с эксплуатации реакторной установки. В мировой практике снятие с эксплуатации уран-графитовых реакторов основывается на следующих концепциях: консервация и хранение в течение первых 50 лет, захоронение на месте на 100 лет и более, ликвидация объекта с немедленным демонтажом и с отложенным демонтажом. Выбор варианта осуществляется по результатам специальных технико-экономических исследований, которые предполагают сопоставление альтернативных вариантов снятия с эксплуатации на основе результатов анализа технических, экономических, социальных и временных характеристик рассматриваемых вариантов, а также сопоставление уровней предполагаемого обеспечения безопасности при реализации этих вариантов. При выборе стратегии необходимо иметь в виду, что затраты на снятие с эксплуатации зависят от многих факторов и изменяются в зависимости от стратегии и времени. Затраты на демонтаж имеют тенденцию к уменьшению с течением времени вследствие радиоактивного распада. Затраты на надзор, рабочую силу и захоронение РАО в общем увеличиваются с течением времени. При продолжительном периоде выдержки прогноз необходимых средств может быть довольно неопределенный. Например, современные затраты на захоронение РАО возрастают в некоторых странах так, что в будущем они могут стать основным затратным компонентом. На принятие технических решений по снятию с эксплуатации реакторных установок значительное влияние оказывает экономическое состояние государства. При отложенном демонтаже создается резерв времени, необходимый для накопления средств, снижается острота финансового обеспечения, необходимого для снятия с эксплуатации, так как значительных первоначальных финансовых затрат не требуется. В настоящее время на основании проведенных исследований и расчетов [37] можно сделать вывод, что наиболее эффективным для энергоблоков Чернобыльской АЭС с учетом экономического состояния стран СНГ является вариант отложенного демонтажа с консервацией реакторной установки на срок от 30 до 100 лет. Предлагаемый вариант предусматривает длительную выдержку реакторных установок в существующих строительных конструкциях с проведением работ по дезактивации и демонтажу вспомогательного оборудования.

Имеются примеры предпочтительного применения варианта немедленного демонтажа. Так, для обоснования решения при снятии с эксплуатации АЭС Trojan в США выбор стратегии снятия с эксплуатации базировался на сопоставлении трех возможных вариантов: немедленного демонтажа и двух вариантов отложенного демонтажа после безопасного хранения в течение 25 и 60 лет. При сопоставлении обобщенных

количественных критериев этих трех вариантов, полученных на основе данных о радиационной обстановке, предпочтение было отдано стратегии немедленного демонтажа, в основном, по экономическим соображениям. При этом экономические факторы преобладали над факторами повышенного количества РАО и большей коллективной дозы обучения персонала. Главными факторами, способствующими относительно низкой стоимости стратегии немедленного демонтажа, признаны отсутствие необходимости длительной эксплуатации систем безопасности, а также физической защиты и радиационного контроля, включая мониторинг объектов окружающей среды. Фактические затраты на демонтаж радиационно-опасного крупногабаритного оборудования без его фрагментации и соответствующие дозы облучения персонала оказались даже ниже прогнозируемых.

Поэтому первым шагом по планированию проекта снятия с эксплуатации является выполнение предварительных оценок затрат для разных вариантов и определение на их основе лучшей стратегии.

4.2 Методика определения затрат на эксплуатацию АЭС

Одна из основополагающих задач управления проектом – организация его финансирования. Эта задача включает в себя оценку возможных форм финансирования и выбора конкретной формы, определение финансирующих организаций и источников финансирования. Предлагаемая модель накопления средств финансового резерва позволит учесть требования действующего законодательства, а также некоторые макроэкономические факторы.

Пусть первое отчисление в резерв для данного i -го энергоблока проведено в год O_i . Стоимость электроэнергии, реализованной в год O_i (год начала отчислений для каждого i -го энергоблока), составит

$$M_0 = 8,76 \cdot 10^3 \cdot N_i \cdot [1 - f_i(t)] \cdot K_i(t) \cdot S_0,$$

где M_0 – стоимость электроэнергии, реализованной в год O_i ; N_i – проектная установленная электрическая мощность блока (брутто); $f_i(t)$ – коэффициент расхода на собственные нужды как функция времени; $K_i(t)$ – коэффициент использования установленной мощности как функция времени; S_0 – стоимость 1 кВт·ч на момент начала отчислений.

Для любого текущего года t работы энергоблока цена 1 кВт·ч составит:

$$S(t) = S_0 \cdot Q(t),$$

где $Q(t)$ – индекс инфляции цены электроэнергии как функция времени: $Q(t) = \exp \int_0^t i(t) dt$; $i(t)$ – темп инфляции цены 1 кВт·ч как функция времени.

Считаем, что доля отчислений q в фонд (резерв) снятия энергоблоков с эксплуатации от стоимости каждого реализованного киловатт-часа фиксирована во времени.

Суммарная стоимость электроэнергии, реализованной начиная от года O_i (начала отчислений в резерв для i -го энергоблока) и до текущего года t составит:

$$M = 8,76 \cdot 10^3 \cdot N_i \cdot S_0 \cdot \int_{O_i}^t [1 - f_i(t)] \cdot K_i(t) \cdot \exp \left(\int_0^t i(\tau) d\tau \right) dt$$

В таком случае размер резерва, формируемого за счет постоянной доли отчислений в него от стоимости каждого реализованного киловатт-часа, за период времени от года O_i до текущего года t_i в расчете на i -й энергоблок:

$$\Phi_i = 8,76 \cdot 10^3 \cdot q \cdot N_i \cdot S_0 \cdot \int_{O_i}^t [1 - f_i(t)] \cdot K_i(t) \cdot \exp \left(\int_0^t i(\tau) d\tau \right) dt$$

Средства накапливаемого фонда согласно требованиям законодательства должны иметь строго целевое использование, поэтому их можно рассматривать как возрастающий капитал, который может приносить доход (или убывать, если общая инфляция превалирует над процентной ставкой). Динамику изменения размера фонда (резерва) во времени можно учесть с помощью дисконтного множителя, определяемого ставкой дисконтирования. Логично принять в качестве ставки дисконтирования номинальную ставку процента $P(t)$, в соответствии с которой аккумулируются средства фонда [37].

Если $P_r(t)$ – реальная процентная ставка, то номинальную ставку определяем с учетом общего ожидаемого темпа инфляции $i(t)$, пользуясь уравнением Фишера:

$$P(t) = P_r(t) + i(t).$$

При темпах инфляции, превышающих 10 %, для полной компенсации ее влияния применяется уравнение Фишера вида [37]:

$$P(t) = P_r(t) + i(t) + [P_r(t) \cdot i(t)].$$

В зависимости от условий размещения средств финансового резерва на доход начисляется налог по ставке n . С учетом этого в качестве расчетной ставки процентов, а следовательно, ставки дисконтирования, используем величину налогоскорректированной ставки процентов. При этом принимаем, что ставка налога – величина постоянная.

$$P_n(t) = (1 - n) \cdot P(t),$$

откуда $P(t) = \frac{P_n(t)}{(1 - n)}$.

Таким образом, множитель дисконтирования, посредством которого цены текущего года приводятся к базовому, равен $\exp \left(\frac{P_n(t)}{(1 - n)} \right)$ или, пользуясь свойством показательной функции, $\exp[-(1 - n)P_n(t)]$.

Общее количество средств, аккумулированных в резерве от года начала отчислений O_i до текущего года t в расчете на i -й энергоблок, составит:

$$\Phi_i = 8,76 \cdot 10^3 \cdot q \cdot N_i \cdot S_0 \cdot \int_{O_i}^t [1 - f_i(t)] \cdot K_i(t) \cdot \exp\left(\int_0^t i(\tau) d\tau\right) dt \times \\ \times \exp\left(- (1 - n) \cdot \int_{O_i}^t P_n(\tau) d\tau\right) dt.$$

Для всей совокупности действующих энергоблоков сумма средств резерва (без учета изъятий на работы по снятию с эксплуатации) для заданного базового года составит:

$$\Phi_{\text{АЭС}} = \sum_i^N \Phi_i,$$

где i – номер энергоблока, ведущего отчисления в резерв; N – количество энергоблоков.

С учетом фактически непрерывного процесса изъятия части аккумулируемых средств резерва на покрытие затрат по k -м этапам вывода j -х энергоблоков из эксплуатации, объем средств резерва в любой текущий год:

$$\Phi(t) = \Phi_{\text{АЭС}} - Z(t),$$

где $Z(t)$ – приведенные к базовому году суммарные затраты на вывод из эксплуатации ядерных энергоблоков.

Вид функций зависимости от времени, темпа роста инфляции и налогоскорректированной ставки банковского процента (ставки дисконтирования) определяется на основании долгосрочного экономического прогноза.

Коэффициент использования установленной мощности определяется путем обработки массива статистических данных. Предлагается взять эту величину как постоянную, усредненную по времени работы энергоблоков.

Коэффициент расхода энергии на собственные нужды для реакторов ВВЭР при работе на номинальной мощности равен приблизительно 0,055, а для реакторов ВВЭР колеблется от 0,07 до 0,075 [37]. Для оценочных расчетов предлагается взять эту величину как постоянную, равную 0,06. Таким образом, имея значение величины резерва, приведенное к базовому году, и значение приведенных к тому же базовому году суммарных затрат на снятие с эксплуатации, можно получить искомую долю отчислений в резерв от каждого реализованного киловатт-часа.

Требования к финансированию проектов, общие и разбитые по периодам, выводятся на основании базового плана стоимости, который

разрабатывается путем суммирования оценок стоимости по периодам времени. Обычно финансирование представляет собой инкрементные суммы, поэтому они могут быть представлены в виде ступенчатой функции. В нашем случае эти суммы будут зависеть от стоимости каждого этапа проекта снятия с эксплуатации. При формировании модели затратной части финансирования проектов в ее основу был положен вариант отложенного демонтажа вывода энергоблоков АЭС стран СНГ из эксплуатации. Данный вариант предусматривает наличие шести этапов: подготовительного, прекращения эксплуатации, окончательного закрытия, консервации, выдержки, демонтажа. В случае планового сценария снятия с эксплуатации подготовительный этап проводится в течение срока эксплуатации энергоблока, поэтому его финансирование осуществляется за счет дохода от эксплуатации блока. Длительность этапа окончательного закрытия составляет 4-6 лет [37], функция затрат имеет сходную природу с функцией затрат на этапе прекращения эксплуатации, поэтому данные два этапа могут быть объединены в один этап прекращения эксплуатации.

Известно, что темпы инфляции цен на различные виды продукции, энергию, специфическое оборудование, оплату труда в специфических условиях, обращение с РАО неодинаковы. Поэтому в целях построения достаточно корректной модели затрат логично ввести в рассмотрение суммарный индекс цены каждого этапа снятия с эксплуатации с учетом весов проводимых работ на этих этапах.

Затраты m -го вида подвержены специфической инфляции; затраты n -го вида специфической инфляции не подвержены и сила роста их инфляции равна значению силы роста общей инфляции.

Суммарный ценовой индекс $P_k^j(t)$ в год t для m -го вида затрат ($m = 1, \dots, M$) на k -м этапе j -го энергоблока можно определить выражением:

$$P_k^j(t) = \sum_{m=1}^M P_k^m \cdot W_{kj}^m$$

где W_{kj}^m – вес m -х затрат на k -м этапе снятия с эксплуатации j -го энергоблока; P_k^m – специфический индекс инфляции m -х затрат на k -м этапе снятия с эксплуатации для года t .

Очевидно, что для года «0» j -го энергоблока $\sum_{m=1}^M P_k^m \cdot W_{kj}^m = 1$, а для k -го этапа вывода $\sum_{m=1}^M W_{kj}^m = 1$.

Считаем, что оценки затрат на выполнение любого этапа снятия с эксплуатации j -го энергоблока известны. Для корректности построения модели принимаем, что оценки затрат выполнены для базового года, заданного в расчете.

Пусть Z_1^i – реальные затраты на этапе прекращения эксплуатации j -го энергоблока; Z_2^i – реальные затраты на этапе консервации j -го энергоблока;

Z_3^i – реальные затраты на этапе выдержки j -го энергоблока; Z_4^i – реальные затраты на демонтаж j -го энергоблока.

Следует отметить, что для каждого этапа проекта снятия с эксплуатации энергоблока характерны как общие, так и специфические виды работ, а следовательно, и затрат. С учетом общемировых тенденций и экономических условий в качестве определяющих необходимо учитывать инфляцию затрат на оплату труда, оплату энергии, оплату переработки и захоронения РАО, оплату специального оборудования.

Приведенные к базовому году затраты на этапе прекращения эксплуатации для j -го энергоблока:

$$Z_1^i(t) = Z_1^i \cdot \exp\left(\int_{t_1}^{t_2} i_1^n(t) dt\right) \cdot \exp\left(\int_{t_1}^{t_2} -P_n(t) dt\right),$$

где принимается, что $i_1^n(t) = i(t)$, т. е. сила роста инфляции затрат на выполнение n -го вида работ этапа прекращения эксплуатации (не подверженных специфической инфляции) равна силе роста общей инфляции; t_1, t_2 – соответственно время начала и окончания работ этапа прекращения эксплуатации.

Учитывается также недополученная прибыль по налогоскорректированной номинальной ставке процента на изъятые из резерва средства.

Приведенные в заданному базовому году затраты на этапе консервации j -го энергоблока:

$$Z_2^i(t) = \left[\left[Z_2^{nj} \cdot \exp\left(\int_{t_2}^{t_3} i(t) dt\right) \right] + \left[\sum_{l=1}^M Z_2^{mj} \cdot \exp\left(\int_{t_2}^{t_3} i_2^m(t) dt\right) \right] \right] \times \left[\exp\left(-\int_{t_2}^{t_3} P_n(t) dt\right) \right],$$

где $Z_2^{nj} = (1 - W_{2j}^m) \cdot Z_2^j$ – объем затрат на выполнение n -го вида работ, не подверженных специфической инфляции на этапе консервации j -го энергоблока; $Z_2^{mj} = W_{2j}^m \cdot Z_2^j$ – объем затрат на выполнение m -го вида работ, подверженных специфической инфляции на этапе консервации j -го энергоблока; $i_2^m(t)$ – сила роста специфической инфляции для m -го вида работ на этапе консервации j -го энергоблока; t_2, t_3 – соответственно время начала и окончания этапа консервации j -го энергоблока.

Аналогично запишем выражения для оценки приведенных к базовому году затрат на этапе выдержки энергоблока:

$$Z_3^i(t) = \left[\left[Z_3^{nj} \cdot \exp \left(\int_{t_3}^{t_4} i(t) dt \right) \right] + \left[\sum_{l=1}^M Z_3^{mj} \cdot \exp \left(\int_{t_3}^{t_4} i_3^m(t) dt \right) \right] \right] \times \\ \times \left[\exp \left(- \int_{t_3}^{t_4} P_n(t) dt \right) \right],$$

и на этапе демонтажа энергоблока:

$$Z_4^i(t) = \left[\left[Z_4^{nj} \cdot \exp \left(\int_{t_4}^{t_5} i(t) dt \right) \right] + \left[\sum_{l=1}^M Z_4^{mj} \cdot \exp \left(\int_{t_4}^{t_5} i_4^m(t) dt \right) \right] \right] \times \\ \times \left[\exp \left(- \int_{t_4}^{t_5} P_n(t) dt \right) \right].$$

здесь t_3, t_4 – время начала и окончания этапа консервации j -го энергоблока, t_4, t_5 – время начала и окончания этапа демонтажа j -го энергоблока.

Вид функций зависимости силы роста специфической инфляции от времени на каждом этапе определяется на основании долгосрочного экономического прогноза.

Исходя из приведенных соображений, подобный расчет, особенно в экономических условиях стран СНГ, должен рассматриваться как оценка с ограниченными исходными данными, а следовательно, полученное в ходе расчета значение величины финансового резерва должно включать определенный запас средств, учитывающий неопределенность оценки.

Приведенные к базовому году суммарные затраты на снятие с эксплуатации j -го энергоблока:

$$Z^j(t) = Z_1^i(t) + Z_2^i(t) + Z_3^i(t) + Z_4^i(t).$$

Приведенные к базовому году суммарные затраты на снятие с эксплуатации совокупности ядерных энергоблоков

$$Z(t) = \sum_j \sum_k Z_k^j(t).$$

Имея значение величины резерва финансирования проектов снятия с эксплуатации, приведенное к заданному базовому году t , и значение приведенных к тому же базовому году суммарных затрат на каждом этапе снятия с эксплуатации, можно получить искомую долю отчислений в резерв от каждого реализованного киловатт-часа электроэнергии.

ЛИТЕРАТУРА

1. Енговатов И.А. Вывод из эксплуатации ядерных установок (на примере блоков атомных станций): учебное пособие / И.А. Енговатов, Б.К. Былкин. – М.: МГСУ, 2015. – 128 с.
2. Об использовании атомной энергии: Закон Республики Беларусь, 9 ноября 2009г., № 53-З. – Минск: НЦПИ, – 24 с.
3. Об утверждении норм и правил по обеспечению ядерной и радиационной безопасности [Электронный ресурс]: постановление Министерства по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь, 13 апр. 2020г. № 15: с изм. и доп. от 30 июля 2020г.// Департамент по ядерной и радиационной безопасности Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь. – Режим доступа: <https://gosatomnadzor.mchs.gov.by/zakonodatelstvo/ierarkhicheskaya-struktura-normativnykh-pravovykh-aktov/>. – Дата доступа: 20.05.2022.
4. INPRO assessment of the planned nuclear energy system of Belarus: A report of the International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO). – Vienna: International atomic energy Agency, 2013. – 302 p. – IAEA-TECDOC-1716.
5. Decommissioning Strategies for Facilities Using Radioactive Material. – Vienna: International atomic energy Agency, 2007. – 47 p. – Safety reports series № 50, ISSN 1020–6450.
6. Обращение с РАО и ОЯТ [Электронный ресурс]// Департамент по ядерной и радиационной безопасности Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь. – Режим доступа: <https://gosatomnadzor.mchs.gov.by/upload/iblock/710/razdel-14-obrashchenie-s-rao-i-oyat.pdf/>. – Дата доступа: 20.05.2022.
7. Мультимедийная учебно-справочная система по технологическим системам и оборудованию 1-го контура (реакторного отделения) энергоблока ВВЭР-1000: Институт ядерной энергетики, Сосновый Бор, 2005г.
8. Хранение отработавшего ядерного топлива [Электронный ресурс]// Игналинская АЭС. – Режим доступа: <https://www.iae.lt/ru/dejatelnost/snjatie-s-ekspluatacii/chranenie-otrabotavsego-jadernogo-topliva/242>. – Дата доступа: 20.05.2022
9. IAEA. Хранение отработавшего ядерного топлива до отправки на переработку или захоронение. – Вена: Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ), 2021. – 68 с. – Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии, № NF-T-3.3
10. Гаврилов П.М. Безопасность транспортирования и хранения ОЯТ на ФГУП «ГХК»: презентация/ П.М. Гаврилов. – СПб, 2015. – 18с.

11. Макаrchук Т.Ф. Программа развития контейнерных технологий обращения ОТВС российских АЭС, как инструмент унификаций решений по длительному хранению ОЯТ: презентация/ Т.Ф. Макаrchук, М.Ю. Афонютин. – М.: АО ФЦЯРБ, Атомэкспо, 2015.
12. Организационная структура управления Белорусской АЭС [Электронный ресурс]// Департамент по ядерной и радиационной безопасности Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь. – Режим доступа: https://gosatomnadzor.mchs.gov.by/upload/iblock/dfb/razdel-16_17-ekspluatatsiya-belaes.pdf. – Дата доступа: 20.05.2022.
13. Дезактивация / Ильин Л. А. // Большая медицинская энциклопедия : в 30 т. / гл. ред. Б. В. Петровский. — 3-е изд. — М. : Советская энциклопедия, 1977. — Т. 7 : Дегидразы — Дядьковский. — 548 с. : ил.
14. Восстановление ресурсных характеристик графитовой кладки реактора энергоблока №1 Ленинградской АЭС [Электронный ресурс]// МАГАТЭ. – Режим доступа: http://mntk.rosenergoatom.ru/mediafiles/u/files/2014/Plenar/Kudryavcev_K.G..pdf. – Дата доступа: 20.05.2022.
15. Скачек, М.А. Вывод из эксплуатации ядерного энергоблока/ М.А. Скачек. –М.: Изд. МЭИ(ТУ), 1998. – 81с.
16. Updating irradiated graphite disposal: Project ‘GRAPA’ and the international decommissioning network // А. Wickham, Н. Steinmetz, Р. O’Sullivan, М.І.Оjovan. – Elsevir: Journal of Environmental Radioactivity, 2017. – 40р.
17. Международный центр по работе с радиоактивным графитом создадут в РФ [Электронный ресурс]// РИА Новости. – Режим доступа: <https://ria.ru/20220830/gosduma-1813039067.html>. – Дата доступа: 20.05.2022.
18. Создан мобильный робототехнический комплекс для вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов [Электронный ресурс]// Научный портал «Атомная энергия 2.0». – Режим доступа: <https://www.atomic-energy.ru/news/2021/01/19/110595>. – Дата доступа: 20.05.2022.
19. Dismantling graphite reactors: a societal and environmental challenge [Электронный ресурс]// Graphitech. – Режим доступа: <https://www.graphitech-nuclear.com/en/propos/dismantling-graphite-reactors-societal-and-environmental-challenge>. – Дата доступа: 20.05.2022.
20. О немедленном демонтаже реакторов на Игналинской АЭС [Электронный ресурс]// Информационное агентство «ПРОАтом». – Режим доступа: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=9755>. – Дата доступа: 20.05.2022.
21. Курганная технология изоляции выведенных из эксплуатации АЭС [Электронный ресурс]// Научный портал «Атомная энергия 2.0». – Режим доступа: <https://www.atomic-energy.ru/technology/53116>. – Дата доступа: 20.05.2022.

22. Гаврилов П.М. Вывод из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов ФГУП «ГХК»// П.М. Гаврилов, М.В. Антоненко, А.А. Музыкантов. – Железногорск, ФГУП «Горно-химический комбинат»: XX Международная научно-практическая конференция «Современная техника и технологии», 2011. – 3с.
23. Падерин Е.С. Подходы к демонтажу графитовых кладок при выводе из эксплуатации по варианту «Ликвидация». – статья/ Е.С. Падерин, А.А. Шешин, К.Е. Орлов. – Северск: АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов», Томская область, 2019. – 57с.
24. The decommissioning of WWER type nuclear power plants. – Vienna: International atomic energy agency, 2000. – 156p. - № ISSN 1011-4289.
25. Decommissioning of Activated Fragments of the Jaslovské Bohunice V1 NPP VVER-440 Pressure Vessel. – Slovenia: International Conference Nuclear Energy for New Europe, 2021. – 8p.
26. Линге И.И. Лучшие зарубежные практики вывода из эксплуатации ядерных установок и реабилитации загрязненных территорий: Т. 1. / И. И. Линге и А. А. Абрамова. – М: ИБРАЭ РАН, 2017 г. – 336 с. [27] – Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors and other nuclear fuel cycle facilities. – Vienna: International atomic energy agency, 1999. – № SSG-47.
27. Decommissioning Strategies for Facilities Using Radioactive Material. – Vienna: International atomic energy agency, 2007. – 47p. – Safety Reports Series № 50.
28. Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material. – Vienna: International atomic energy agency, 2006. – 38p. – IAEA Safety Standards Series № WS-R-5.
29. Полуэктова Г.Б., Ковальчук О.В. Методы дезактивации и демонтажа оборудования АЭС «Атомная техника за рубежом» № 8, 1990. 6 с.
30. Скачек М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС/ М.А. Скачек. – М., Издательство МЭИ. 2007. – 467с.
31. Апсэ В.А. Ядерные технологии. – учебное пособие/ В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев. – М., МИФИ, 2001. – 128с.
32. Апсэ В.А. Основы безопасного обращения с радиоактивными отходами. – учебное пособие/ В.А. Апсэ, А.Н. Шмелев. – М., МИФИ, 2006. – 88с.
33. Кузнецов В.М. Вывод из эксплуатации объектов атомной энергетики/ В.М. Кузнецов. – М. – 2003, 137с.

34. Safety of Nuclear Fuel Reprocessing Facilities. Specific Safety Guide. – Vienna: International atomic energy agency, 2017. – 144 p. – IAEA Safety Standards Series № SSG-42.

35. Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States. – Vienna: International atomic energy agency, 2022. – 1624 p. – IAEA Safety Standards, ISSN 1011-2634.

36. Салий Л.М. Методы оценки затрат в проектах снятия с эксплуатации энергоблоков атомных электростанций/ М.Л. Салий. – 2008. – № 4. – 40с. – Ядерная и радиационная безопасность №4.

37. Афров, А.М. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность/ А.М. Афров [и др.]. – М.: Университетская книга, Логос, 2006.

ВОПРОСЫ К ЗАЧЕТУ

1. Жизненный цикл ядерного энергоблока.
2. Основания для прекращения эксплуатации энергоблока.
3. Возможные варианты вывода из эксплуатации.
4. Продление срока службы ядерного энергоблока. Понятие об оценке «затраты-выгода» продления срока службы ядерного энергоблока.
5. Подготовка энергоблока к выводу из эксплуатации на стадии эксплуатации. Порядок принятия решения о выводе энергоблока из эксплуатации.
6. Этапы вывода энергоблока из эксплуатации. Окончательный останов энергоблока. Консервация энергоблока.
7. Этапы вывода энергоблока из эксплуатации. Захоронение.
8. Этапы вывода энергоблока из эксплуатации. Немедленный демонтаж. Отсроченный демонтаж.
9. Подходы к составлению проекта вывода энергоблока из эксплуатации.
10. Комплексное инженерное и радиационное обследование.
11. Выгрузка и вывоз ядерного топлива.
12. Дезактивация радиоактивного оборудования.
13. Демонтаж радиоактивного оборудования.
14. Возможные варианты и подготовка к выводу из эксплуатации энергоблока с ВВЭР-1000.
15. Возможные варианты и подготовка к выводу из эксплуатации энергоблока с РБМК-1000.
16. Принцип демонтажа корпуса реактора ВВЭР-1000.
17. Принцип демонтажа графитовой кладки РБМК-1000.
18. Модель финансирования процесса вывода из эксплуатации.
19. Структура финансовых затрат на вывод из эксплуатации.
20. Методика определения затрат на вывод из эксплуатации АЭС.

Белорусский национальный технический университет

УТВЕРЖДАЮ

Проректор по учебной работе
Белорусского национального
технического университета

 О.К. Гусев

12.06.2017

Регистрационный № УД-~~ЭФ~~ 42-100/уч.

ВЫВОД АЭС ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Учебная программа учреждения высшего образования
по учебной дисциплине для специальности

1-43 01 08 «Паротурбинные установки атомных электрических станций»

2017г.

Учебная программа составлена на основе образовательного стандарта ОСВО 1-43 01 08-2013.

СОСТАВИТЕЛЬ:

В.А. Романко, старший преподаватель кафедры «Тепловые электрические станции» Белорусского национального технического университета.

РЕЦЕНЗЕНТЫ:

В.А. Седнин, заведующий кафедрой «Промышленная теплоэнергетика и тепло-техника» Белорусского национального технического университета, доктор технических наук, профессор;

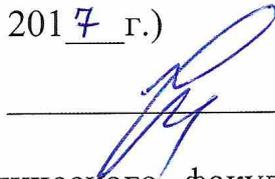
А.И. Тимошенко, заведующий кафедрой ядерной физики Белорусского государственного университета, кандидат физико-математических наук, доцент.

РЕКОМЕНДОВАНА К УТВЕРЖДЕНИЮ:

Кафедрой «Тепловые электрические станции» Белорусского национального технического университета

(протокол № 12 от 5 апреля 2017 г.)

Заведующий кафедрой

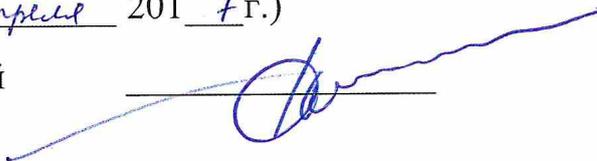


Н.Б. Карницкий

Методической комиссией энергетического факультета Белорусского национального технического университета

(протокол № 8 от 27 апреля 2017 г.)

Председатель методической комиссии



К.В. Доброго

Научно-методическим советом Белорусского национального технического университета (протокол № 5 секции №1 от 29.05. 2017 г.)

ПОЯСНИТЕЛЬНАЯ ЗАПИСКА

Учебная программа по учебной дисциплине «Вывод АЭС из эксплуатации» разработана для специальности 1-43 01 08 «Паротурбинные установки атомных электрических станций».

Целью изучения дисциплины является изучение положений и принципов вывода АЭС из эксплуатации, а также основных этапов вывода ядерных энергоблоков АЭС из эксплуатации, включая особенности останова, временной выдержки энергоблока, длительной выдержки в безопасном состоянии, демонтажа и захоронения оборудования энергоблока, а также положений о возможных типах финансирования работ по выводу энергоблоков.

Основными задачами дисциплины являются: ознакомление обучающихся с порядком принятия решения и основными положениями процесса вывода энергоблока АЭС из эксплуатации, особенностями процесса вывода на стадии проектирования энергоблока, проблемами продления срока службы энергоблоков, положениями плановой подготовки энергоблока к процессу вывода на стадии эксплуатации энергоблока, возможными вариантами и технологиями вывода из эксплуатации современных энергоблоков, мировым опытом вывода АЭС из эксплуатации.

Дисциплина базируется на знаниях, полученных при изучении таких дисциплин как: «Ядерные энергетические реакторы», «Атомные электрические станции», «Обращение с радиоактивными отходами АЭС», «Парогенераторы АЭС». Знания и умения, полученные студентами при изучении данной дисциплины, необходимы при выполнении студентами дипломного проекта и для решения профессиональных задач будущими специалистами.

В результате освоения дисциплины «Вывод АЭС из эксплуатации» студент должен:

знать:

- положения и принципы вывода АЭС из эксплуатации;
- основные этапы и технологии вывода энергоблоков АЭС из эксплуатации;
- положения плановой подготовки энергоблока к процессу вывода на стадии эксплуатации энергоблока;

уметь:

- принимать обоснованное решение о выводе энергоблока из эксплуатации;

– использовать современные достижения науки и техники по совершенствованию технологии вывода ядерных энергоблоков из эксплуатации;

владеть:

– способностью оценки технологической сложности работ по выводу энергоблоков из эксплуатации с целью обоснования финансового обеспечения работ.

Освоение данной учебной дисциплины должно обеспечить формирование следующих компетенций:

АК-1. Уметь применять базовые научно-теоретические знания для решения теоретических и практических задач.

АК-3. Владеть исследовательскими навыками.

АК-9. Уметь учиться, повышать свою квалификацию в течение всей жизни.

-ПК-5. Осуществлять авторский надзор за сооружением или реконструкцией паротурбинных установок атомных электрических станций в пределах соответствующей компетенции.

ПК-13. Уметь произвести пуск, остановку и обслуживание турбоагрегата на различных режимах работы.

ПК-15. Осуществлять диагностику и мониторинг состояния энергооборудования при помощи современных методов и устройств.

ПК-28. Взаимодействовать со специалистами смежных профилей.

Согласно учебному плану для очной формы получения высшего образования на изучение учебной дисциплины отведено всего 50 ч., из них аудиторных - 32 часов.

Распределение аудиторных часов по курсам, семестрам и видам занятий приведено в таблице 1.

Таблица 1.

Очная форма получения высшего образования					
Курс	Семестр	Лекции, ч.	Лабораторные занятия, ч.	Практические занятия, ч.	Форма текущей аттестации
5	9	32	-		зачет

СОДЕРЖАНИЕ УЧЕБНОГО МАТЕРИАЛА

ВВЕДЕНИЕ

Перспективы развития ядерной энергетики в Республике Беларусь. Современное состояние ядерной энергетики России, стран СНГ и стран мирового сообщества. Зарубежный опыт вывода энергоблоков АЭС из эксплуатации.

РАЗДЕЛ I. ЭТАПЫ ВЫВОДА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГБЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Тема 1.1. Продление срока службы энергоблоков АЭС

Жизненный цикл ядерного энергоблока. Основания для прекращения эксплуатации энергоблока. Возможные варианты вывода из эксплуатации.

Основные положения по выводу из эксплуатации энергоблоков отработавших проектный срок службы. Продление срока службы ядерного энергоблока. Понятие об оценке «затраты – выгода» продления срока службы ядерного энергоблока

Тема 1.2. Подготовка ядерных энергоблоков к выводу из эксплуатации

Плановая подготовка энергоблока к выводу из эксплуатации на стадии эксплуатации. Порядок проведения работ на этапе подготовки энергоблока к выводу из эксплуатации.

Порядок принятия решения о выводе энергоблоков из эксплуатации. Функции организаций и предприятий при проведении работ по ВиЭ.

Тема 1.3. Этапы вывода ядерных энергетических энергоблоков из эксплуатации

Основные положения «Концепции снятия с эксплуатации энергоблоков АЭС». Этапы вывода энергоблоков из эксплуатации. Окончательный останов энергоблока. Временная выдержка (консервация) энергоблока. Длительная выдержка энергоблока в безопасном состоянии. Демонтаж и захоронение реакторной части энергоблока, полная ликвидация блока.

РАЗДЕЛ II. ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ ПО ВЫВОДУ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГБЛОКОВ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Тема 2.1. Подходы к составлению проекта вывода энергоблока из эксплуатации

Подходы к составлению проекта вывода энергоблока из эксплуатации энергоблока. Исследование состояния отложений на поверхностях оборудования. Исследование радиационной обстановки на энергоблоке. Выбор технологии дезактивации оборудования и помещений.

Тема 2.2. Выгрузка и вывоз ядерного топлива

Выгрузка ядерного топлива, технология выгрузки и требования к хранению топлива. Вывоз топлива с территории промплощадки. Понятие о конструкции транспортного контейнера. Понятие об оценке риска транспортировки топлива.

Тема 2.3. Технология перевода энергоблока в ремонтное состояние

Технология перевода энергоблока в ремонтное состояние. Комплексное обследование состояния систем и оборудования. Временная консервация энергоблока. Сооружение дополнительных радиационных барьеров. Частичный демонтаж оборудования энергоблока на этапе временной выдержки. Принятие решения о долговременном хранении энергоблока под наблюдением. Состояние систем энергоблока по завершении этапа временной консервации. Сооружение систем локализации реактора Характер и источники радиоактивного загрязнения элементов энергоблока. Понятие об исходной радиационной обстановке на современном энергоблоке, отработавшем штатный ресурс.

Тема 2.4. Дезактивация и демонтаж радиоактивного оборудования

Понятие о методах и способах дезактивации. Кинетика дезактивации. Дезактивирующие растворы и добавки. Понятие о дезактивации помещений и оборудования. Дезактивация поверхностей, подвергшихся коррозии. Демонтаж радиоактивного оборудования. Методы демонтажа радиоактивного оборудования.

РАЗДЕЛ III. Вывод из эксплуатации энергоблоков с реакторами ВВЭР и РБМК

Тема 3.1. Возможные варианты и подготовка к выводу из эксплуатации энергоблока С ВВЭР-1000

Анализ вариантов подготовки энергоблока с ВВЭР-1000 к выводу из эксплуатации. Транспортно-технологические системы энергоблока с ВВЭР-1000 на подготовительном этапе. Системы электроснабжения, контрольно–измерительных приборов и автоматики на подготовительном этапе к выводу из эксплуатации энергоблока с ВВЭР-1000. Исходная радиационная обстановка для систем ВВЭР-1000 на подготовительном этапе. Дезактивация компонентов энергоблока с ВВЭР-1000 перед этапом консервации. Консервация энергоблока с реактором ВВЭР-1000 по вариантам «ликвидация» и «захоронение». Методы и способы консервации. Долговременное хранение реактора ВВЭР-1000 под наблюдением.

Тема 3.2 Возможные варианты и подготовка к выводу из эксплуатации энергоблока с РБМК-1000

Транспортно-технологические системы энергоблока с РБМК-1000 на подготовительном этапе. Системы электроснабжения, контрольно-измерительных приборов и автоматики на подготовительном этапе к выводу из эксплуатации энергоблока с РБМК-1000. Исходная радиационная обстановка для систем РБМК-1000 на подготовительном этапе. Дезактивация компонентов энергоблока с РБМК-1000 перед этапом консервации. Консервация энергоблока с реактором РБМК-1000 по вариантам «ликвидация» и «захоронение».

Методы и способы консервации энергоблоков. Сооружение дополнительных защитных барьеров для хранения реактора РБМК-1000 под наблюдением. Методы демонтажа реактора РБМК-1000. Принцип демонтажа с применением дистанционно-управляемого комплекса.

Тема 3.3. Принципы демонтажа корпуса реактора ВВЭР-1000 и графитовой кладки РБМК-1000

Методы демонтажа реактора ВВЭР-1000. Демонтаж ВВЭР-1000 с применением дистанционно-управляемого комплекса. Отличие принципов демонтажа РБМК-1000 и ВВЭР-1000. Принципиальные отличия дистанционно-управляемых комплексов, применяемых для демонтажных работ для ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Система демонтажа графитовой кладки РБМК-1000.

Обращение с графитом кладки РБМК-1000. Обращение с радиоактивными отходами, образовавшимися при выводе энергоблока из эксплуатации.

РАЗДЕЛ IV. ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС

Тема 4.1. Модель финансирования процесса вывода из эксплуатации и структура финансовых затрат на вывод из эксплуатации

Структура финансовых затрат на вывод из эксплуатации. Возможные типы финансирования вывода из эксплуатации. Обобщенная модель финансирования процесса вывода из эксплуатации. Оценка затрат на подготовку энергоблока к сохранению под наблюдением. Оптимизация срока хранения энергоблока под наблюдением. Финансирование этапа сохранения под наблюдением. Затраты на демонтаж энергоблока до конечного состояния.

Тема 4.2. Методики определения затрат на вывод из эксплуатации АЭС

Методики определения затрат на вывод из эксплуатации АЭС. Методология стоимости единичной операции. Подробный (инженерный) метод оценки стоимости вывода из эксплуатации. Стоимость транспортировки и хранения радиоактивных материалов при выводе из эксплуатации. Оценка стоимости сноса сооружений энергоблока и восстановления дезактивированной площадки. Основная модель накопления фонда финансирования работ по выводу из эксплуатации в РФ. Основная модель расходования фонда вывода из эксплуатации АЭС. Оценка нормы отчислений в фонд вывода из эксплуатации для условий РФ. Оценка достаточности фонда вывода из эксплуатации.

Влияние макроэкономических параметров на норму отчисления в фонд вывода из эксплуатации.

ИНФОРМАЦИОННО-МЕТОДИЧЕСКАЯ ЧАСТЬ

Основная литература

1. Скачек, М.А. Вывод из эксплуатации ядерного энергоблока/ М.А. Скачек. –М.: Изд. МЭИ(ТУ), 1998. – 81с.
2. Скачек, М.А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС/ М.А. Скачек. –М.: Изд. МЭИ, 2007. – 467с.
3. Иванов, В.А. Эксплуатация АЭС: Учебник для вузов/ В.А. Иванов. – СПб: Энергоатомиздат, Санкт-Петербургское отделение, 1994. – 384с.
4. Афров, А.М. ВВЭР-1000: физические основы эксплуатации, ядерное топливо, безопасность/ А.М. Афров [и др.]. – М.: Университетская книга, Логос, 2006.

Дополнительная литература

5. Коростелев, Д.П. Обработка радиоактивных вод и газов на АЭС/ Д.П. Коростелев. – М.: Энергоатомиздат. 1988.
6. Тевлин, С.А. Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000/ С.А. Твелин. – М.: Изд-во МЭИ, 2002.

УЧЕБНО-МЕТОДИЧЕСКИЕ, СПРАВОЧНЫЕ И НОРМАТИВНЫЕ МАТЕРИАЛЫ ПО ДИСЦИПЛИНЕ

1. Закон об использовании атомной энергии.

ЗАКОН РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ
от 30 июля 2008 года №426-З
ОБ ИСПОЛЬЗОВАНИИ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
(В редакции Законов Республики Беларусь от 09.11.2009 г. №53-З,
22.12.2011 г. №326-З)
Принят Палатой представителей 24 июня 2008 года
Одобен Советом Республики 28 июня 2008 года

ГЛАВА 1. ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Статья 1. Основные термины и их определения

Для целей настоящего Закона применяются следующие основные термины и их определения:

аварийная готовность – способность оперативно принимать меры, которые эффективно, надежно и своевременно препятствуют или снижают вероятность возникновения радиационной аварии при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

аварийное реагирование – выполнение мер, направленных на ликвидацию, ограничение или снижение последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

атомная электростанция – ядерная установка для производства электрической и тепловой энергии в заданных режимах и условиях применения, располагающаяся в пределах определенной территории, на которой для осуществления этой цели используются ядерный реактор (реакторы) и комплекс необходимых для его функционирования систем, устройств, оборудования и сооружений;

атомная энергия – энергия, высвобождающаяся в ядерных реакциях и при радиоактивном распаде, а также энергия генерируемых ионизирующих излучений;

блок атомной электростанции – часть атомной электростанции, представляющая собой ядерный реактор с генерирующим и иным оборудованием, обеспечивающая функции атомной электростанции в определенном ее проекте объеме;

ввод в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения процесс, во время которого системы и компоненты построенных ядерной установки и (или) пункта хранения приводятся в работоспособное состояние и оценивается их соответствие проекту указанных объектов;

вывод из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения процесс, направленный на прекращение дальнейшего использования по назначению ядерной установки и (или) пункта хранения, при котором обеспечивается безопасность работников (персонала) эксплуатирующей организации, граждан и окружающей среды;

деятельность по использованию атомной энергии – обоснованная деятельность лиц, связанная с размещением, проектированием, сооружением, вводом в эксплуатацию, эксплуатацией, ограничением эксплуатационных характеристик, продлением срока эксплуатации, выводом из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, а также с обращением с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами;

объекты использования атомной энергии – ядерная установка, пункт хранения, ядерные материалы, отработавшие ядерные материалы, эксплуатационные радиоактивные отходы;

отработавший ядерный материал – ядерный материал, облученный в активной зоне реактора и окончательно удаленный из нее;

проект на ядерную установку и (или) пункт хранения – проектная и техническая документация, включающая обоснование инвестиций, оценку воздействия на окружающую среду, обоснование безопасности, архитектурный и строительный проекты и иную документацию в соответствии с актами законодательства, в том числе техническими нормативными правовыми актами, необходимую для размещения, сооружения, ввода в эксплуатацию, эксплуатации и вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения;

пункт хранения – стационарные объекты и (или) сооружения, предназначенные для хранения ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов;

размещение ядерной установки и (или) пункта хранения – выбор места размещения земельного участка для сооружения ядерной установки и (или) пункта хранения, включая соответствующую оценку и определение критериев, закладываемых в основу проекта на ядерную установку и (или) пункт хранения; сооружение ядерной установки и (или) пункта хранения изготовление и сборка узлов ядерной установки и (или) пункта хранения,

строительство и возведение сооружений и коммуникаций, установка узлов и оборудования, проведение соответствующих испытаний;

физическая защита – комплекс технических, организационных и иных мер, направленных на сохранность объектов использования атомной энергии и предотвращение несанкционированного доступа к ним;

эксплуатационные радиоактивные отходы – радиоактивные отходы, образующиеся в результате эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения;

эксплуатирующая организация – организация, осуществляющая собственными силами или с привлечением других организаций деятельность по размещению, сооружению, вводу в эксплуатацию, эксплуатации, ограничению эксплуатационных характеристик, продлению срока эксплуатации и выводу из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, а также деятельность по обращению с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами;

ядерная безопасность – состояние защищенности граждан и окружающей среды от вредного воздействия ионизирующего излучения ядерной установки и (или) пункта хранения, обеспеченное достижением надлежащих условий их эксплуатации, а также надлежащим обращением с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами;

ядерная установка – сооружения и комплексы с ядерным реактором (реакторами), в том числе сооружения и комплексы с промышленными, экспериментальными и исследовательскими ядерными реакторами, критическими и подкритическими ядерными стендами (сборками);

ядерный материал – материал, содержащий и способный воспроизвести делящиеся материалы (вещества);

ядерный реактор – устройство для осуществления управляемой цепной ядерной реакции.

Статья 2. Правовое регулирование деятельности по использованию атомной энергии

Настоящий Закон регулирует отношения, связанные с размещением, проектированием, сооружением, вводом в эксплуатацию, эксплуатацией, ограничением эксплуатационных характеристик, продлением срока эксплуатации и выводом из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, а также отношения, связанные с обращением с ядерными

материалами при эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, и иные отношения в области использования атомной энергии.

Отношения, связанные с обращением с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, не урегулированные настоящим Законом, регулируются законодательством о радиационной безопасности и иным законодательством.

Законодательство в области использования атомной энергии основывается на Конституции Республики Беларусь и состоит из настоящего Закона, иных актов законодательства и международных договоров Республики Беларусь.

Статья 3. Принципы осуществления деятельности по использованию атомной энергии

Деятельность по использованию атомной энергии основывается на принципах:

приоритета защиты жизни и здоровья настоящего и будущих поколений граждан, охраны окружающей среды перед всеми иными аспектами деятельности по использованию атомной энергии;

обеспечения превышения выгод для граждан и общества от использования атомной энергии над вредом, который может быть причинен деятельностью по использованию атомной энергии;

обеспечения ядерной и радиационной безопасности;

возмещения вреда, причиненного вредным воздействием ионизирующего излучения либо деятельностью по использованию атомной энергии;

предоставления полной, достоверной и своевременной информации, связанной с деятельностью по использованию атомной энергии, если эта информация не содержит сведений, составляющих государственные секреты, или не относится к информации, распространение и (или) предоставление которой ограничено;

запрета на производство ядерного оружия и других ядерных взрывных устройств.

ГЛАВА 2. ГОСУДАРСТВЕННОЕ УПРАВЛЕНИЕ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ. ГОСУДАРСТВЕННОЕ

РЕГУЛИРОВАНИЕ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Статья 4. Полномочия Президента Республики Беларусь в области использования атомной энергии

Президент Республики Беларусь в области использования атомной энергии:

определяет основные направления государственной политики;

утверждает государственные целевые программы;

принимает решения о размещении, проектировании, сооружении, вводе в эксплуатацию, продлении срока эксплуатации, ограничении эксплуатационных характеристик и выводе из эксплуатации атомной электростанции или ее блока;

определяет республиканский орган государственного управления или иную государственную организацию, в ведении которых находится атомная электростанция;

принимает решения по вопросам обеспечения безопасности, защиты населения и охраны окружающей среды при использовании атомной энергии;

принимает решения по вопросам предупреждения и ликвидации последствий чрезвычайных ситуаций при использовании атомной энергии;

вправе определять государственные органы и иные организации, обеспечивающие развитие использования атомной энергии и их компетенцию в этой области;

осуществляет иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными законодательными актами.

Статья 5. Полномочия Правительства Республики Беларусь в области использования атомной энергии

Правительство Республики Беларусь в области использования атомной энергии в пределах своей компетенции:

осуществляет реализацию государственной политики;

координирует деятельность государственных органов и государственных организаций;

организует разработку и обеспечивает выполнение государственных целевых программ;

принимает решения о размещении, проектировании, сооружении, вводе в эксплуатацию, продлении срока эксплуатации, ограничении эксплуатационных характеристик и выводе из эксплуатации ядерной установки (за исключением атомной электростанции или ее блока) и (или) пункта хранения;

определяет республиканский орган государственного управления или иную государственную организацию, в ведении которых находятся ядерная установка и (или) пункт хранения (за исключением атомной электростанции);

определяет порядок обсуждения вопросов в этой области с участием общественных объединений, иных организаций и граждан;

обеспечивает возмещение вреда, причиненного вредным воздействием ионизирующего излучения либо деятельностью по использованию атомной энергии, в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства;

определяет условия и порядок обеспечения физической защиты объектов использования атомной энергии;

определяет порядок осуществления государственного надзора за обеспечением физической защиты объектов использования атомной энергии;

принимает меры по обеспечению выполнения международных договоров Республики Беларусь в этой области;

координирует международное сотрудничество Республики Беларусь;

осуществляет иные полномочия в соответствии с настоящим Законом, иными законами и актами Президента Республики Беларусь.

Статья 6. Республиканские органы государственного управления и иные государственные организации в области использования атомной энергии и их полномочия

Государственное управление в области использования атомной энергии в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства осуществляют Министерство энергетики Республики Беларусь, Министерство по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь, а также другие республиканские органы государственного управления и иные государственные организации, уполномоченные Президентом Республики Беларусь.

Министерство энергетики Республики Беларусь в области использования атомной энергии в пределах своей компетенции:

участвует в формировании и реализации государственной политики;

обеспечивает проведение единой государственной научно-технической и инвестиционной политики;

осуществляет подготовку предложений об обеспечении деятельности по использованию атомной энергии, в том числе по урегулированию вопросов обеспечения ядерных установок ядерным топливом;

осуществляет иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства.

Министерство по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь в области использования атомной энергии в пределах своей компетенции:

организует готовность сил и средств органов и подразделений по чрезвычайным ситуациям к действиям при возникновении чрезвычайных ситуаций при использовании атомной энергии, а также государственный контроль за выполнением мероприятий по их предупреждению;

организует разработку внешнего аварийного плана; устанавливает требования по обеспечению ядерной и радиационной безопасности при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

организует мероприятия по ликвидации, ограничению или снижению последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

осуществляет иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными законодательными актами.

Другие республиканские органы государственного управления и иные государственные организации, уполномоченные Президентом Республики Беларусь, в области использования атомной энергии в пределах своей компетенции:

разрабатывают предложения по формированию и проведению единой государственной научно-технической и инвестиционной политики;

участвуют в проведении государственных экспертиз проектов на ядерную установку и (или) пункт хранения в порядке, установленном законодательством;

участвуют в организации и проведении работ по оценке соответствия оборудования, изделий и технологий для объектов использования атомной энергии;

обеспечивают безопасность и выполнение мероприятий по охране окружающей среды на подведомственных объектах использования атомной энергии;

организуют обсуждение вопросов в этой области с участием общественных объединений, иных организаций и граждан;

участвуют в деятельности по подготовке специалистов; осуществляют иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства.

Статья 7. Республиканские органы государственного управления, осуществляющие государственное регулирование деятельности по обеспечению безопасности при использовании атомной энергии

Министерство по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь, Министерство природных ресурсов и охраны окружающей среды Республики Беларусь, Министерство здравоохранения Республики Беларусь, Министерство внутренних дел Республики Беларусь, Комитет государственной безопасности Республики Беларусь (далее государственные органы по регулированию безопасности при использовании атомной энергии) являются уполномоченными республиканскими органами государственного управления, осуществляющими государственное регулирование деятельности по обеспечению безопасности при использовании атомной энергии, если иное не установлено Президентом Республики Беларусь.

Министерство по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь в пределах своей компетенции:

осуществляет государственный надзор в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, а также за обеспечением физической защиты объектов использования атомной энергии;

организует и осуществляет государственный надзор за обращением с отработавшими ядерными материалами и эксплуатационными радиоактивными отходами;

осуществляет контроль за соблюдением законодательства в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности; участвует в организации и проведении работ по оценке соответствия оборудования, изделий и технологий для объектов использования атомной энергии;

обеспечивает функционирование единой государственной системы учета и контроля источников ионизирующего излучения и государственной системы учета и контроля ядерных материалов Республики Беларусь;

организует проведение экспертизы безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения, а также их проектов, в том числе с привлечением независимых экспертов;

осуществляет иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными законодательными актами.

Иные государственные органы по регулированию безопасности при использовании атомной энергии в пределах своей компетенции:

осуществляют контроль за обеспечением физической защиты объектов использования атомной энергии;

согласовывают программы ввода в эксплуатацию и вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения;

участвуют в разработке и реализации внешнего аварийного плана;

согласовывают технические нормативные правовые акты в области использования атомной энергии;

осуществляют иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства.

Государственные органы по регулированию безопасности при использовании атомной энергии в части осуществления своих полномочий, связанных с государственным регулированием безопасности, проведением контроля и государственного надзора за деятельностью по использованию атомной энергии, являются независимыми от республиканских органов государственного управления и иных государственных организаций, осуществляющих государственное управление в области использования атомной энергии.

Статья 8. Полномочия органов местного управления и самоуправления в области использования атомной энергии

Органы местного управления и самоуправления в области использования атомной энергии в пределах своей компетенции:

организуют и принимают участие в обсуждении вопросов в этой области с участием общественных объединений, иных организаций и граждан;

принимают участие в мероприятиях по обеспечению защиты граждан и охраны окружающей среды от воздействия ионизирующего излучения, превышающего пределы, установленные техническими нормативными правовыми актами в области использования атомной энергии;

осуществляют контроль в пределах соответствующей административно-территориальной единицы за готовностью организаций и граждан к действиям в случае возникновения радиационной аварии при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

принимают участие в ликвидации, ограничении или снижении последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

информируют граждан через местные средства массовой информации о радиационной обстановке в пределах соответствующей административно-территориальной единицы;

осуществляют иные полномочия в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства.

Статья 9. Особенности технического нормирования, стандартизации и подтверждения соответствия в области использования атомной энергии

Технические нормативные правовые акты в области использования атомной энергии утверждаются по согласованию с государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии.

Оборудование, изделия и технологии для объектов использования атомной энергии подлежат подтверждению соответствия в соответствии с законодательством.

Статья 10. Лицензирование в области использования атомной энергии

Лицензирование в области использования атомной энергии осуществляется в соответствии с актами законодательства о лицензировании.

Статья 11. Разрешения на право ведения работ при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии и требования, предъявляемые к работникам (персоналу)

Выполнение определенных видов работ осуществляется работниками (персоналом) эксплуатирующих организаций и организаций, выполняющих работы и (или) оказывающих услуги при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, при наличии у этих работников (персонала) разрешений на право ведения работ при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, выдаваемых уполномоченным государственным органом по регулированию безопасности при использовании атомной энергии. Перечень видов работ, на осуществление которых работникам (персоналу) организаций, указанных в части первой настоящей статьи, необходимо получение разрешений на право ведения работ при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, требования, предъявляемые к этим работникам (персоналу), в том числе к образованию, а также порядок получения указанных разрешений определяются Правительством Республики Беларусь.

Перечень медицинских противопоказаний и перечень работ, на которые распространяются данные противопоказания, а также требования к проведению медицинских осмотров и психофизических обследований определяются законодательством.

(В статью 11 внесены изменения в соответствии с Законом РБ от 22.12.2011 г. №326-3)

(см. предыдущую редакцию)

ГЛАВА 3. ОБРАЩЕНИЕ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ, ОТРАБОТАВШИМИ ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ И (ИЛИ) ЭКСПЛУАТАЦИОННЫМИ РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Статья 12. Государственный учет и контроль ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и эксплуатационных радиоактивных отходов

Ядерные материалы, отработавшие ядерные материалы подлежат государственному учету и контролю в государственной системе учета и контроля ядерных материалов Республики Беларусь.

Эксплуатационные радиоактивные отходы подлежат государственному учету и контролю в единой государственной системе учета и контроля источников ионизирующего излучения.

Порядок ведения государственной системы учета и контроля ядерных материалов Республики Беларусь, а также единой государственной системы учета и контроля источников ионизирующего излучения определяется Правительством Республики Беларусь.

Статья 13. Перевозка ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов

Перевозка ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов должна осуществляться в соответствии с настоящим Законом и актами законодательства в области перевозки опасных грузов.

При перевозке ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов субъекты перевозки опасных грузов обязаны осуществлять мероприятия по предупреждению инцидентов и аварий и принимать меры по локализации и ликвидации последствий в случае их возникновения, а также мероприятия по защите работников (персонала), граждан, окружающей среды и имущества от последствий возможных аварий при перевозке.

Локализация и ликвидация последствий аварий при перевозке ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов осуществляются силами и средствами субъектов перевозки опасных грузов и специализированных подразделений Министерства по чрезвычайным ситуациям Республики Беларусь.

ГЛАВА 4. РАЗМЕЩЕНИЕ И СООРУЖЕНИЕ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ И (ИЛИ) ПУНКТА ХРАНЕНИЯ

Статья 14. Принятие решений о размещении и сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения Решения о размещении и сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения принимаются, в том числе по предложению заинтересованных республиканских органов государственного управления и иных государственных организаций, с учетом следующих требований:

наличия потребностей в них для решения социально-экономических задач Республики Беларусь и отдельных ее регионов с учетом возможных последствий размещения указанных объектов;

отсутствия угрозы безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения со стороны расположенных вблизи гражданских или военных объектов;

наличия условий, необходимых для экологически безопасного размещения ядерной установки и (или) пункта хранения, отвечающих требованиям законодательства об охране окружающей среды и рациональном использовании природных ресурсов, что должно подтверждаться положительными заключениями государственных и иных экспертиз, предусмотренных законодательством;

иных требований, установленных законодательством.

Статья 15. Отмена решения о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения

Решение о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения должно быть отменено, а их сооружение прекращено в случае выявления факторов, которые влекут снижение уровня безопасности этих объектов, загрязнение окружающей среды или иные неблагоприятные последствия, на основании заключений государственных и иных экспертиз, предусмотренных законодательством.

Отмена решения о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения осуществляется органом или должностным лицом, принявшими решение о сооружении указанных объектов.

Предложения об отмене решения о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения вносятся в орган или должностному лицу, принявшим такое решение, республиканскими органами государственного управления, органами местного управления и самоуправления, а также общественными объединениями и иными организациями и гражданами с обоснованием факторов, указанных в части первой настоящей статьи.

Убытки, связанные с отменой решения о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения, подлежат возмещению за счет организаций, по вине которых своевременно не были выявлены и учтены факторы, указанные в части первой настоящей статьи.

Статья 16. Проект на ядерную установку и (или) пункт хранения
Разработка проекта на ядерную установку и (или) пункт хранения осуществляется в соответствии с требованиями законодательства о строительстве, архитектуре и градостроительстве, законодательства об охране и использовании земель, законодательства о недрах, законодательства о санитарно-эпидемиологическом благополучии населения, законодательства о защите населения и территорий от чрезвычайных ситуаций, законодательства об охране окружающей среды и рациональном использовании природных ресурсов, в том числе технических нормативных правовых актов.

В проекте на ядерную установку и (или) пункт хранения в обязательном порядке должны быть обоснованы размеры необходимого к предоставлению земельного участка, необходимость установления ограничений (обременений) прав в использовании земельного участка под проектируемые ядерную установку и (или) пункт хранения с учетом размещения функциональных капитальных строений (зданий, сооружений), других объектов производственной, транспортной, инженерной инфраструктуры и установления санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения.

Проект на ядерную установку и (или) пункт хранения должен предусматривать мероприятия по безопасному выводу их из эксплуатации, мероприятия по безопасному обращению с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами в качестве обязательного этапа любого цикла ядерной технологии.

По проекту на ядерную установку и (или) пункт хранения проводятся предусмотренные законодательством государственные и иные экспертизы, подтверждающие безопасность указанных объектов.

Статья 17. Санитарно-защитная зона и зона наблюдения

Для защиты граждан и охраны окружающей среды в районе размещения ядерной установки и (или) пункта хранения в соответствии с настоящим Законом, законодательством о радиационной безопасности и законодательством о санитарно-эпидемиологическом благополучии населения могут устанавливаться санитарно-защитная зона и зона наблюдения.

Санитарно-защитная зона устанавливается в целях уменьшения вредного воздействия ионизирующего излучения, связанного с деятельностью по использованию атомной энергии, на здоровье граждан.

Зона наблюдения устанавливается в целях обеспечения получения достоверной информации о естественном радиационном фоне и радиоактивном загрязнении атмосферного воздуха, поверхностных и подземных вод вокруг района размещения ядерной установки и (или) пункта хранения.

В санитарно-защитной зоне запрещается размещение капитальных строений (зданий, сооружений), не относящихся к функционированию ядерной установки и (или) пункта хранения, а также других объектов производственной, транспортной, инженерной инфраструктуры, не предусмотренных проектом на ядерную установку и (или) пункт хранения.

Изменение функционального назначения капитальных строений (зданий, сооружений) и других объектов производственной, транспортной, инженерной инфраструктуры, предусмотренных проектом на ядерную установку и (или) пункт хранения и расположенных в санитарно-защитной зоне, допускается по согласованию с государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии на основании предложения эксплуатирующей организации.

Необходимость установления санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения, их размеры и границы определяются проектом на ядерную установку и (или) пункт хранения в соответствии с требованиями безопасности, предусмотренными техническими нормативными правовыми актами, и согласовываются с уполномоченными государственными органами и учреждениями, осуществляющими государственный санитарный надзор.

Размеры санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения вокруг ядерной установки и (или) пункта хранения устанавливаются с учетом возможных уровней внешнего облучения, а также величины и площадей возможного распространения радиоактивных выбросов в атмосферный воздух и (или) сбросов в поверхностные и подземные воды. Порядок согласования, установления и обозначения границ санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения, а также требования по их охране и использованию определяются Правительством Республики Беларусь.

В санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения уполномоченными государственными органами и учреждениями, осуществляющими государственный санитарный надзор, могут вводиться ограничения хозяйственной деятельности в соответствии с законодательством.

В санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения должны осуществляться радиационный контроль и радиационный мониторинг окружающей среды в соответствии с настоящим Законом и иными актами законодательства.

ГЛАВА 5. ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ И ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ И (ИЛИ) ПУНКТА ХРАНЕНИЯ

Статья 18. Приемка и ввод в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения Приемка в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения осуществляется в порядке, установленном законодательством о строительстве, архитектуре и градостроительстве, в том числе техническими нормативными правовыми актами.

Ввод в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения осуществляется в соответствии с программой ввода в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения, разработанной эксплуатирующей организацией на основании проектов указанных объектов. Программа ввода в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения согласовывается с государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии и утверждается органом или должностным лицом, принявшими решения о размещении и сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения.

Сроки разработки, согласования и утверждения программы ввода в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения устанавливаются техническими нормативными правовыми актами.

Статья 19. Продление срока эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения

Решение о продлении срока эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения после истечения предусмотренного их проектом нормативного срока эксплуатации принимается органом или должностным лицом, принявшими решение о сооружении этих объектов.

Предложение о продлении срока эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения вносится республиканским органом государственного управления или иной государственной организацией, в ведении которых находятся ядерная установка и (или) пункт хранения, при наличии

соответствующих обоснований эксплуатирующих организаций, согласованных в установленном порядке с государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии.

Статья 20. Вывод из эксплуатации либо ограничение эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения

Вывод из эксплуатации либо ограничение эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения осуществляются в соответствии с требованиями технических нормативных правовых актов в области использования атомной энергии.

Эксплуатирующей организацией за пять лет до истечения установленного проектом на ядерную установку и (или) пункт хранения нормативного срока эксплуатации разрабатывается программа вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, которая должна содержать меры по демонтажу указанных объектов, обращению с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, а также меры по дальнейшему контролю и государственному надзору за указанными объектами.

Программа вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения согласовывается с государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии и вносится республиканским органом государственного управления или иной государственной организацией, в ведении которых находятся ядерная установка и (или) пункт хранения, на утверждение в орган или должностному лицу, принявшим решение о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения.

В случае выявления в процессе эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения факторов, которые влекут снижение уровня безопасности этих объектов, загрязнение окружающей среды или иные неблагоприятные последствия, на основании заключений государственных и иных экспертиз, предусмотренных законодательством, орган или должностное лицо, принявшие решение о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения, принимают решение о досрочном выводе из эксплуатации либо решение об ограничении эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения.

Предложения о досрочном выводе из эксплуатации либо предложения об ограничении эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения вносятся государственными органами, органами местного

управления и самоуправления, а также общественными объединениями, иными организациями или гражданами в орган или должностному лицу, принявшим решение о сооружении ядерной установки и (или) пункта хранения.

Досрочный вывод из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения либо ограничение эксплуатационных характеристик этих объектов осуществляются в соответствии с программой досрочного вывода из эксплуатации, программой ограничения эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения, разработанными эксплуатирующей организацией. Указанные программы должны быть разработаны, согласованы и утверждены в течение одного года с момента принятия решения о досрочном выводе из эксплуатации либо решения об ограничении эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения в порядке, предусмотренном частью третьей настоящей статьи.

Статья 21. Фонд вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения

Для выполнения работ по выводу из эксплуатации, досрочному выводу из эксплуатации либо ограничению эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения эксплуатирующей организацией создается фонд вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения.

Порядок формирования фонда вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения устанавливается Президентом Республики Беларусь.

Для атомной электростанции или ее блока фонд вывода из эксплуатации формируется за счет средств, полученных от продажи электрической и тепловой энергии и оказания иных услуг, а также за счет иных источников, не противоречащих законодательству.

Фонд вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения используется только для финансирования мер, предусмотренных программами вывода из эксплуатации, досрочного вывода из эксплуатации либо ограничения эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения.

ГЛАВА 6. ФИЗИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Статья 22. Физическая защита объектов использования атомной энергии

Физическая защита объектов использования атомной энергии осуществляется в целях:

предотвращения несанкционированного проникновения на территорию ядерной установки и (или) пункта хранения, предотвращения несанкционированного доступа к ядерным материалам, отработавшим ядерным материалам и (или) эксплуатационным радиоактивным отходам, их хищения или повреждения;

своевременного выявления, предупреждения и пресечения угроз безопасности объектов использования атомной энергии, в том числе террористического и диверсионного характера;

обнаружения и возврата пропавших или похищенных ядерных материалов, отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов.

Статья 23. Обеспечение физической защиты объектов использования атомной энергии

Меры по обеспечению физической защиты ядерной установки и (или) пункта хранения должны предусматриваться на всех этапах проектирования, сооружения, ввода в эксплуатацию, эксплуатации, ограничения эксплуатационных характеристик, продления срока эксплуатации, вывода из эксплуатации, а также при обращении с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами. Физическая защита объектов использования атомной энергии обеспечивается эксплуатирующими организациями и республиканскими органами государственного управления в пределах их компетенции.

Государственный надзор за обеспечением физической защиты объектов использования атомной энергии осуществляется уполномоченными государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии в порядке, установленном Правительством Республики Беларусь.

Запрещаются эксплуатация ядерной установки и (или) пункта хранения, а также проведение любых работ по использованию ядерных материалов либо обращению с отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, находящимися в любой форме и на любой стадии обращения, если не приняты необходимые меры по выполнению требований по обеспечению их физической защиты.

Статья 24. Ограничение прав лиц, находящихся на территории ядерной установки и (или) пункта хранения

В целях обеспечения физической защиты объектов использования атомной энергии и безопасности работников (персонала) эксплуатирующих организаций перемещение и действия лиц, в том числе работников (персонала), находящихся на территории расположения ядерной установки и (или) пункта хранения, а также в их санитарно-защитных зонах, могут быть ограничены.

В целях выявления веществ, материалов и изделий, которые могут быть использованы для совершения акта незаконного вмешательства в работу ядерной установки и (или) пункта хранения, с применением специальных средств осуществляются досмотр вещей и (или) транспортных средств, работников (персонала) эксплуатирующих организаций и граждан, посещающих указанные объекты, и другие процедуры контроля. Порядок осуществления досмотра и других процедур контроля определяется в соответствии с законодательством об охранной деятельности.

На территории ядерной установки и (или) пункта хранения и в их санитарно-защитных зонах запрещается проведение массовых мероприятий.

ГЛАВА 7. АВАРИЙНАЯ ГОТОВНОСТЬ И АВАРИЙНОЕ РЕАГИРОВАНИЕ

Статья 25. Организация аварийной готовности и аварийного реагирования

Организация аварийной готовности и аварийного реагирования заключается в разработке мер по обеспечению аварийной готовности и обеспечению аварийного реагирования.

Меры по обеспечению аварийной готовности и аварийного реагирования разрабатываются в соответствии с требованиями актов законодательства и устанавливаются внешними и внутренними аварийными планами.

Статья 26. Внешний аварийный план

Внешним аварийным планом определяются зоны аварийного реагирования и действия республиканских органов государственного управления, органов местного управления и самоуправления, государственных и иных организаций и граждан, направленные на защиту жизни и здоровья граждан, охрану окружающей среды и защиту имущества в случае радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, в том числе на ядерной установке и (или) пункте хранения, расположенных за пределами территории Республики Беларусь ближе ста километров от Государственной границы Республики Беларусь.

Разработка внешнего аварийного плана и выполнение мероприятий по его реализации осуществляются государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии и органами местного управления и самоуправления. Внешний аварийный план утверждается Правительством Республики Беларусь. Мероприятия внешнего аварийного плана подлежат безусловному выполнению. Эксплуатирующая организация за счет собственных средств и иных источников, не запрещенных законодательством, поддерживает необходимый уровень материально-технического и кадрового обеспечения внешнего аварийного плана.

Статья 27. Внутренний аварийный план

Внутренний аварийный план определяет в соответствии с внешним аварийным планом действия эксплуатирующей организации по ликвидации, ограничению или снижению последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии.

Внутренний аварийный план разрабатывается и утверждается эксплуатирующей организацией после согласования с государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии.

Внутренний аварийный план должен быть утвержден не менее чем за шесть месяцев до начала запланированного ввода в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения.

Разработка, а также мероприятия по реализации внутреннего аварийного плана финансируются за счет средств эксплуатирующей организации.

Внутренний аварийный план проходит практическую проверку до ввода в эксплуатацию и в течение срока эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения с периодичностью, установленной государственными органами по регулированию безопасности при использовании атомной энергии.

Статья 28. Условия и порядок разработки аварийных планов

Условия и порядок разработки аварийных планов, меры по ликвидации, ограничению или снижению последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, способы информирования граждан, а также меры по проверке аварийной готовности определяются Правительством Республики Беларусь по предложению государственных органов по регулированию безопасности при использовании атомной энергии.

Статья 29. Обязанности эксплуатирующей организации по обеспечению аварийной готовности и аварийного реагирования

Эксплуатирующая организация обязана ознакомить работников (персонал) с аварийными планами и реализовывать образовательную программу обучения в организациях для подготовки работников (персонала) к выполнению обязанностей согласно этим планам.

В случае возникновения радиационной аварии при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, приведшей к выбросу в окружающую среду радиоактивных веществ сверх установленных пределов, эксплуатирующая организация обязана:

незамедлительно проинформировать об этом граждан, государственные органы по регулированию безопасности при использовании атомной энергии, органы местного управления и самоуправления в районе аварийного реагирования и иные государственные органы; предпринять действия по ликвидации, ограничению или снижению последствий радиационной аварии;

контролировать облучение лиц, участвующих в ликвидации, ограничении или снижении последствий радиационной аварии, а также принять меры, направленные на недопущение превышения установленных основных пределов доз облучения этих лиц;

обеспечивать непрерывный мониторинг выброса радиоактивных веществ в окружающую среду; обеспечивать оперативной информацией о радиационной обстановке соответствующие государственные органы, иные организации, граждан в зоне наблюдения в соответствии с аварийными планами;

выполнять иные обязанности в соответствии с мероприятиями, предусмотренными внешним и внутренним аварийными планами и настоящим Законом.

При выполнении работ по ликвидации, ограничению или снижению последствий радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, облучение работников (персонала) эксплуатирующей организации выше установленных основных пределов доз облучения может быть допущено (но не выше эффективной дозы потенциально опасного облучения, установленной нормативными правовыми актами) только при невозможности принять другие меры для спасения граждан, предотвращения массового облучения, а также при угрозе значительного радиоактивного загрязнения окружающей среды.

Эксплуатирующая организация обязана заранее информировать работников (персонал), принимающих участие в этих работах, о возможном риске

облучения выше установленных основных пределов доз облучения и получить на это их письменное согласие.

(В статью 29 внесены изменения в соответствии с Законом РБ от 22.12.2011 г. №326-3)

(см. предыдущую редакцию)

ГЛАВА 8. ЭКСПЛУАТИРУЮЩИЕ ОРГАНИЗАЦИИ И ОРГАНИЗАЦИИ, ВЫПОЛНЯЮЩИЕ РАБОТЫ И (ИЛИ) ОКАЗЫВАЮЩИЕ УСЛУГИ ПРИ ОСУЩЕСТВЛЕНИИ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ИСПОЛЬЗОВАНИЮ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Статья 30. Особенности деятельности по использованию атомной энергии, осуществляемой эксплуатирующей организацией

Эксплуатирующая организация и Министерство энергетики Республики Беларусь взаимодействуют по вопросам определения режимов работы атомной электростанции или ее блока и режимов работы генерирующего и другого оборудования, используемого на атомной электростанции.

Любое вмешательство в деятельность по использованию атомной энергии, осуществляемую эксплуатирующей организацией, которое может повлечь снижение уровня ядерной безопасности, за исключением случаев, предусмотренных законодательными актами и техническими нормативными правовыми актами, не допускается.

Статья 31. Фонд финансирования работ по поддержанию и повышению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения

В целях финансирования научно-исследовательских, опытно-конструкторских и иных работ по поддержанию и повышению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения эксплуатирующая организация создает фонд финансирования работ по поддержанию и повышению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения, который должен быть создан до ввода в эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения.

Порядок формирования и использования этого фонда определяется Президентом Республики Беларусь.

Статья 32. Обязанности и ответственность эксплуатирующей организации по обеспечению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения

Эксплуатирующая организация разрабатывает и осуществляет мероприятия по поддержанию и повышению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения, создает при необходимости соответствующие службы, осуществляющие контроль за безопасностью, представляет информацию о состоянии безопасности данных объектов в государственные органы по регулированию безопасности при использовании атомной энергии в установленные ими сроки. Эксплуатирующая организация обеспечивает:

использование ядерной установки и (или) пункта хранения только для тех целей, для которых они предназначены;

организацию и проведение работ в таком объеме и такого качества, которые отвечают требованиям технических нормативных правовых актов, на всех этапах размещения, проектирования, сооружения, ввода в эксплуатацию, эксплуатации, ограничения эксплуатационных характеристик, продления срока эксплуатации, вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения;

разработку и реализацию мер по предотвращению возникновения радиационной аварии при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии и по снижению ее негативных последствий для работников (персонала), граждан и окружающей среды;

безопасное для работников (персонала) и граждан обращение с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами;

формирование и целевое использование фонда вывода из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения и фонда финансирования работ по поддержанию и повышению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения;

реализацию прав работников (персонала) на социальные гарантии; учет индивидуальных доз облучения работников (персонала);

разработку и реализацию мер по защите работников (персонала) и граждан в зоне наблюдения в случае

возникновения радиационной аварии при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии;

учет и контроль ядерных материалов, отработавших ядерных материалов, эксплуатационных радиоактивных отходов и других источников ионизирующего излучения;

осуществление физической защиты объектов использования атомной энергии;

разработку и реализацию мер пожарной безопасности на ядерной установке и (или) в пункте хранения;

радиационный контроль и радиационный мониторинг в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения;

подбор, подготовку, переподготовку и повышение квалификации работников (персонала), а также поддержание их необходимой численности;

информирование о радиационной обстановке граждан в зоне наблюдения;

выполнение иных обязанностей, установленных законодательством.

Эксплуатирующая организация в соответствии с законодательством несет ответственность за несоблюдение требований по обеспечению безопасности ядерной установки и (или) пункта хранения.

В случае принятия в установленном порядке решений о приостановлении, прекращении действия либо аннулировании специального разрешения (лицензии), дающего право на эксплуатацию ядерной установки и (или) пункта хранения, республиканский орган государственного управления или иная государственная организация, в ведении которых находятся указанные объекты, принимают меры по обеспечению их безопасности. Если возобновление действия такого специального разрешения (лицензии) невозможно, соответствующий республиканский орган государственного управления или иная государственная организация, в ведении которых находятся указанные объекты, принимают меры по созданию новой эксплуатирующей организации. (В статью 32 внесены изменения в соответствии с Законом РБ от 22.12.2011 г. №326-3)

(см. предыдущую редакцию)

Статья 33. Организации, выполняющие работы и (или) оказывающие услуги при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии

Организации, осуществляющие проектные и изыскательные, научно-исследовательские, опытно-конструкторские и технологические работы, конструирование и изготовление оборудования для ядерной установки и (или) пункта хранения, научное сопровождение, выполнение иных работ и (или) оказание иных услуг при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, обеспечивают выполнение работ и (или) оказание услуг в таком объеме и такого качества, которые отвечают требованиям технических нормативных правовых актов, и несут

ответственность за качество выполненных работ и (или) оказанных услуг в течение нормативного срока эксплуатации, определенного проектом на ядерную установку и (или) пункт хранения.

К организациям, указанным в части первой настоящей статьи, выполняющим работы и (или) оказывающим услуги непосредственно на ядерной установке и (или) в пункте хранения либо с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, применяются требования настоящего Закона в отношении эксплуатирующих организаций в части соблюдения ими требований по обеспечению ядерной и радиационной безопасности.

Статья 34. Особенности правового положения работников (персонала) эксплуатирующих организаций

Работники (персонал) эксплуатирующих организаций относятся к работникам с особым характером труда. Трудовые отношения и трудовая дисциплина работников (персонала) эксплуатирующих организаций регулируются законодательством о труде и требованиями соответствующего дисциплинарного устава, утверждаемого Президентом Республики Беларусь.

Работники (персонал) эксплуатирующих организаций подлежат обязательному страхованию от несчастных случаев на производстве и профессиональных заболеваний, в том числе обусловленных воздействием ионизирующего излучения, в соответствии с законодательством о страховании.

В отношении работников (персонала) организаций, указанных в части первой статьи 33 настоящего Закона, выполняющих работы и (или) оказывающих услуги непосредственно на ядерной установке и (или) в пункте хранения либо с ядерными материалами, отработавшими ядерными материалами и (или) эксплуатационными радиоактивными отходами, применяются требования частей первой и второй настоящей статьи, а также статьи 41 настоящего Закона.

Особенности социально-бытового обеспечения отдельных категорий работников (персонала) эксплуатирующих организаций определяются законодательством.

ГЛАВА 9. ОТВЕТСТВЕННОСТЬ ЗА ВРЕД, ПРИЧИНЕННЫЙ В РЕЗУЛЬТАТЕ РА-

ДИАЦИОННОЙ АВАРИИ, ВОЗНИКШИЙ ПРИ ОСУЩЕСТВЛЕНИИ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ИСПОЛЬЗОВАНИЮ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ. ОТВЕТСТВЕННОСТЬ ЗА НАРУШЕНИЕ ЗАКОНОДАТЕЛЬСТВА В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Статья 35. Возмещение вреда, причиненного радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии

Вред, причиненный организациям и гражданам радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, либо ее сочетанием с токсическим, взрывным или иным опасным воздействием, подлежит возмещению эксплуатирующей организацией в соответствии с настоящим Законом и иным законодательством.

Статья 36. Предел ответственности за вред, причиненный радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, и особенности его возмещения

Для возмещения вреда, причиненного радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, Президентом Республики Беларусь либо по его поручению Правительством Республики Беларусь устанавливается предел ответственности.

Предел ответственности за вред, причиненный радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, не может быть меньше минимального размера, установленного международными договорами Республики Беларусь.

Для обеспечения возмещения вреда, причиненного радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, эксплуатирующая организация должна иметь финансовое обеспечение ответственности, источники формирования и размер которого определяются Правительством Республики Беларусь по согласованию с Президентом Республики Беларусь с учетом международных договоров Республики Беларусь.

Статья 37. Возмещение вреда, причиненного радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, окружающей среде

Эксплуатирующая организация несет ответственность за вред, причиненный радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, окружающей среде, в соответствии с законодательством.

В случае полного или частичного отказа эксплуатирующей организации удовлетворить претензию о возмещении вреда, причиненного радиационной аварией, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, окружающей среде, иски о возмещении

вреда предъявляют государственный орган, осуществляющий государственный контроль в области охраны окружающей среды, в пределах своей компетенции либо прокурор.

Статья 38. Ответственность за нарушение законодательства в области использования атомной энергии

Должностные лица государственных органов, в том числе республиканских органов государственного управления в области использования атомной энергии, государственных органов по регулированию безопасности при использовании атомной энергии, органов местного управления и самоуправления, а также работники (персонал) эксплуатирующих организаций, организаций, выполняющих работы и (или) оказывающих услуги при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, а также иные лица за нарушение законодательства в области использования атомной энергии несут дисциплинарную, административную, уголовную и (или) иную ответственность.

ГЛАВА 10. ГАРАНТИИ ПРАВ ГРАЖДАН И ОРГАНИЗАЦИЙ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Статья 39. Права граждан и организаций на получение информации в области использования атомной энергии

Граждане, общественные объединения и иные организации имеют право в установленном законодательством порядке запрашивать и получать от государственных органов и организаций информацию по безопасности намечаемых к сооружению, проектируемых, сооружаемых, эксплуатируемых и выводимых из эксплуатации ядерной установки и (или) пункта хранения, за исключением сведений, составляющих государственные секреты, или информации, распространение и (или) предоставление которой ограничено. Не допускается отнесение к государственным секретам или к информации, распространение и (или) предоставление которой ограничено, информации о радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии. Граждане, общественные объединения и иные организации имеют право бесплатно получать информацию о радиационной обстановке.

Граждане, подвергшиеся воздействию ионизирующего излучения, имеют право на получение документа о дозе полученного облучения. Порядок получения такого документа и его форма определяются Правительством Республики Беларусь, если иное не установлено законодательными актами.

Статья 40. Права граждан и организаций на участие в формировании политики в области использования атомной энергии Граждане, общественные объединения и иные организации имеют право на участие в обсуждении проектов нормативных правовых актов и государственных целевых программ в области использования атомной энергии.

Общественные объединения и иные организации имеют право предлагать своих представителей для участия в проведении государственных и иных экспертиз ядерной установки и (или) пункта хранения на стадии их размещения, проектирования, сооружения, эксплуатации, вывода из эксплуатации либо ограничения эксплуатационных характеристик ядерной установки и (или) пункта хранения.

Общественные объединения и иные организации вправе проводить независимые экспертизы в случаях и порядке, установленных законодательством.

Статья 41. Права работников (персонала) эксплуатирующих организаций на социальные гарантии

Работники (персонал) эксплуатирующих организаций имеют право на социальные гарантии за вредное воздействие ионизирующего излучения на их здоровье и за дополнительные факторы риска, которые предоставляются за счет средств эксплуатирующей организации в соответствии с законодательными актами, определяющими виды, размеры и порядок предоставления таких социальных гарантий, а также источники, за счет которых осуществляется их финансирование.

ГЛАВА 11. МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Статья 42. Международные договоры Республики Беларусь в области использования атомной энергии

Если международным договором Республики Беларусь установлены иные правила, чем те, которые предусмотрены настоящим Законом, то применяются правила международного договора Республики Беларусь.

Статья 43. Обмен информацией с иностранными государствами, Международным агентством по атомной энергии и иными международными организациями в области использования атомной энергии

Обмен информацией с иностранными государствами, Международным агентством по атомной энергии и иными международными организациями в области использования атомной энергии осуществляется в соответствии с международными договорами Республики Беларусь.

Статья 44. Ввоз и вывоз ядерных установок, оборудования, технологий, ядерных материалов, отработавших ядерных материалов, эксплуатационных радиоактивных отходов, работ и услуг в области использования атомной энергии

Ввоз и вывоз ядерных установок, оборудования, технологий, ядерных материалов, отработавших ядерных материалов, эксплуатационных радиоактивных отходов, работ и услуг при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, включая их передачу для демонстрации на выставках, проведения совместных работ и в иных целях некоммерческого характера, осуществляются в соответствии с актами Президента Республики Беларусь, международными обязательствами Республики Беларусь о нераспространении ядерного оружия и международными договорами Республики Беларусь в области использования атомной энергии.

Ввоз на территорию Республики Беларусь отработавших ядерных материалов и (или) эксплуатационных радиоактивных отходов в целях их хранения или захоронения допускается только для отработавших ядерных материалов и эксплуатационных радиоактивных отходов, которые образовались в Республике Беларусь.

Статья 45. Оповещение иностранных государств о радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии

Оповещение о радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, которая привела или может привести к трансграничному распространению радиоактивных веществ, осуществляется уполномоченными государственными органами в соответствии с международными договорами Республики Беларусь.

Статья 46. Международная помощь в случае радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии

Предоставление международной помощи в случае радиационной аварии, возникшей при осуществлении деятельности по использованию атомной энергии, в целях ограничения ее последствий и в целях защиты жизни и здоровья граждан, охраны окружающей среды и защиты имущества от вредного воздействия ионизирующего излучения осуществляется в соответствии с международными договорами Республики Беларусь.

ГЛАВА 12. ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ

Статья 47. Приведение нормативных правовых актов в соответствие с настоящим Законом Совету Министров Республики Беларусь в течение года:

подготовить и внести в установленном порядке в Палату представителей Национального собрания Республики Беларусь предложения по приведению законодательных актов в соответствие с настоящим Законом;

подготовить и внести в установленном порядке проекты законодательных актов, определяющих виды, размеры и порядок предоставления социальных гарантий за вредное воздействие ионизирующего излучения на здоровье работников (персонала) эксплуатирующих организаций и за дополнительные факторы риска, а также источники, за счет которых осуществляется их финансирование;

привести решения Правительства Республики Беларусь в соответствие с настоящим Законом;

обеспечить приведение республиканскими органами государственного управления, подчиненными Правительству Республики Беларусь, их нормативных правовых актов в соответствие с настоящим Законом;

принять иные меры, необходимые для реализации положений настоящего Закона.

Статья 48. Вступление в силу настоящего Закона

Настоящий Закон вступает в силу через десять дней после его официального опубликования. До приведения актов законодательства в соответствие с настоящим Законом они применяются в той части, в которой не противоречат настоящему Закону, если иное не установлено Конституцией Республики Беларусь.

2. Указ Президента о строительстве АЭС

УКАЗ ПРЕЗИДЕНТА РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ

2 ноября 2013 г. № 499

О сооружении Белорусской атомной электростанции

В целях повышения экономической и энергетической безопасности Республики Беларусь и с учетом обязательств, предусмотренных международными договорами Республики Беларусь, п о с т а н о в л я ю:

1. Осуществить в 2013–2020 годах сооружение Белорусской атомной электростанции (далее – АЭС) на земельном участке в Островецком

районе Гродненской области, расположенном в 1,5 км на северо-восток от дер. Бобровники и южнее дер. Авены, ограниченном на северо-западе автомобильной дорогой дер. Шульники – дер. Авены, на западе – автомобильной дорогой Гоца – АЭС – Островец от автомобильной дороги Р-45, на северо-востоке – автомобильной дорогой Н-6223 (Мисляны – Шульники – Авены – Валеюны), на юге, юго-западе, западе – автомобильной дорогой от автомобильной дороги Н-6223 дер. Рудишки – хут. Бобровники и землями сельскохозяйственного производственного кооператива «Ворняны».

2. Установить, что:

2.1. сооружение АЭС осуществляется на основании проектной документации на ее строительство и с учетом результатов оценки воздействия на окружающую среду, включая документацию об оценке воздействия на окружающую среду, замечаний по этой документации заинтересованных сторон и общественности, итогов консультаций с затрагиваемыми сторонами, отраженных в заключении государственной экологической экспертизы Министерства природных ресурсов и охраны окружающей среды по проектной документации «Белорусская АЭС» от 23 октября 2013 г. № 98 в соответствии со статьей 6 Конвенции об оценке воздействия на окружающую среду в трансграничном контексте от 25 февраля 1991 года (далее – Конвенция);

2.2. материалы по отводу земельных участков в постоянное и (или) временное пользование заказчику по сооружению АЭС – государственному учреждению «Дирекция строительства атомной электростанции» либо его правопреемнику (далее – заказчик) оформляются в установленном порядке в процессе выполнения работ по сооружению АЭС;

2.3. сооружение АЭС осуществляется с правом вырубki древесно-кустарниковой растительности. Заготовка древесины на земельных участках, предоставляемых заказчику, и ее реализация производятся в установленном законодательством порядке юридическими лицами, ведущими лесное хозяйство;

2.4. до начала сооружения АЭС производится снятие на занимаемых земельных участках плодородного слоя почвы с использованием его для нужд, связанных со строительством АЭС, и иных нужд по согласованию с Островецким райисполкомом;

2.5. временные здания и сооружения АЭС после их ввода в эксплуатацию могут по решению заказчика передаваться в соответствии с законодательством в безвозмездное пользование закрытому акционерному обществу «Атомстройэкспорт» (Российская Федерация) на период строительства АЭС.

Эксплуатация объектов, указанных в части первой настоящего подпункта, до ввода в эксплуатацию АЭС осуществляется в соответствии с их целевым и функциональным назначением с учетом особенностей, связанных с процессом сооружения АЭС.

3. Освободить:

3.1. заказчика от возмещения потерь сельскохозяйственного и (или) лесохозяйственного производства, вызванных изъятием или временным занятием сельскохозяйственных земель и (или) земель лесного фонда, предоставляемых для сооружения АЭС;

3.2. иностранных граждан и лиц без гражданства, привлекаемых для выполнения работ по сооружению АЭС и ее эксплуатации в течение гарантийного срока в соответствии с генеральным контрактом на сооружение Белорусской АЭС от 18 июля 2012 г. № 77-598/1110700, заключенным между заказчиком и закрытым акционерным обществом «Атомстройэкспорт» (Российская Федерация), от уплаты государственной пошлины за выдачу разрешений на временное проживание в Республике Беларусь.

4. Совету Министров Республики Беларусь принять меры по реализации настоящего Указа.

5. Министерству природных ресурсов и охраны окружающей среды совместно с Министерством иностранных дел и Министерством энергетики в соответствии со статьей 6 Конвенции уведомить по дипломатическим каналам Правительство Австрийской Республики, Правительство Латвийской Республики, Правительство Литовской Республики, Правительство Республики Польша и Правительство Украины о принятых решениях о выборе места размещения и сооружении АЭС.

6. Контроль за выполнением настоящего Указа возложить на Совет Министров Республики Беларусь.

7. Настоящий Указ вступает в силу после его официального опубликования.

Президент

Республики Беларусь А. Г. Лукашенко

СОКРАЩЕНИЯ И УСЛОВНЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ

- АЗ – активная зона;
- АЭС – атомная электрическая станция;
- БВ – бассейн выдержки;
- БТЗ – блок защитных труб;
- ВВЭР – водно-водяной энергетический реактор;
- ВиЭ – Вывод из эксплуатации;
- ВКУ – внутрикорпусные устройства;
- ГЦН – главный циркуляционный насос;
- ДУК – дистанционно управляемые комплексы;
- ДУМ – дистанционно управляемые механизмы;
- ЕГС – единая госсистема;
- ЗССО – зданий, сооружений, систем и оборудования;
- ИСАЭС – информационная система жизненного цикла АЭС;
- КГО – контроль герметичности оболочек;
- КИП – контрольно-измерительный прибор;
- КИРО – комплексное инженерное и радиационное обследование;
- КР – корпус реактора;
- ООИ – объект окончательной изоляции;
- ОРГ – облученный реакторный графит;
- ОТВС – отработавшие ТВС;
- ОЯТ – отработавшее ядерное топливо;
- ПУГР – промышленные УГР;
- РАО – радиоактивные отходы;
- РБМК – реактор большой мощности канальный;
- РМ – радиоактивные материалы;
- РУ – реакторная установка;
- САОЗ – система аварийного охлаждения зоны;
- СВО – спецводоочистка;

СККО – системы, конструкции, компоненты и оборудования;
СОДС – система определения дефектных сборок;
ССХК – система сухого хранения в контейнерах;
ТВС – тепловыделяющие сборки;
ТК – технологические каналы;
ТУК – транспортные упаковочные комплекты;
УГР – уран-графитовые реакторы;
УК – упаковочные комплекты;
ЯУ – ядерная установка.