

ОБОСНОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БИЛИБИНСКОЙ АТЭЦ ПО ВАРИАНТУ «ЗАХОРОНЕНИЕ НА МЕСТЕ»

И.А. Енговатов*, Р.Х. Адиятуллин**

** Национальный исследовательский университет Московский государственный строительный университет (НИУ МГСУ)*

129337, г. Москва, Ярославское шоссе, д. 26

*** ООО «Стартек Дербану»*

620131, г. Екатеринбург, ул. Metallургов, д. 84, офис 26



Проблема вывода из эксплуатации АЭС после завершения назначенного или продленного срока службы перешла в практическую плоскость для стран, обладающих атомной энергетикой. Основными вариантами вывода из эксплуатации как в России, так и за рубежом являются немедленный демонтаж и отложенный демонтаж. В то же время существуют блоки АЭС, для которых в силу ряда причин оба варианта являются неприемлемыми с точки зрения обеспечения безопасности для персонала, населения и окружающей среды. В этом случае вывод из эксплуатации должен осуществляться по третьему, более редкому варианту – захоронению. Цель работы состоит в обосновании возможности вывода из эксплуатации Билибинской АТЭЦ по варианту «захоронение на месте» путем засыпки главного корпуса инертным материалом с образованием кургана. Выбор варианта основан на результатах комплексного анализа, учитывающего географические, эксплуатационные, радиационные и социально-экономические факторы, а также на ограниченном опыте вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов в России и за рубежом. В соответствии с российским законодательством стадия вывода из эксплуатации начнется после удаления с блока и вывоза отработавшего ядерного топлива. Основное внимание уделяется вопросам подготовки и реализации предложенного варианта. Рассматриваются сроки и последовательность проведения работ по демонтажу оборудования и строительных конструкций зданий и сооружений, структура образования и состав защитного кургана на площадке АЭС. Оценены геометрические размеры, а также объемы и виды материалов, формирующих курган. При этом основными материалами будут фрагментированные части оборудования, биологической защиты, строительных конструкций, а также местные материалы.

Ключевые слова: вывод из эксплуатации, блок АЭС, вариант вывода из эксплуатации, захоронение на месте, радиационная безопасность, радиоактивные отходы, демонтаж оборудования, зданий и сооружений.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в мире в стадии вывода из эксплуатации (ВЭ) или подготовки к выводу из эксплуатации находятся более сотни реакторных установок, включая блоки АЭС, исследовательские реакторы, промышленные реакторы и т.д. Варианты ВЭ определяются национальной спецификой, перспективой развития атомной энергетики в отдельной стране, социальными, технико-экономическими, технологическими и многими другими факторами [1– 4]. Базовыми вариантами во всех ведущих странах, обладающих атомной энергетикой, является немедленный или отложенный демонтаж реакторной установки. В то же время существуют установки, для которых с учетом их проектных решений и истории эксплуатации наиболее предпочтительным будет вариант захоронение (в России), захоронение на месте – «on site disposal» (entombment) в западной терминологии [3, 5, 6]. Данный вариант предусматривает размещение и локализацию радиоактивно загрязненных компонентов оборудования (в том числе и корпуса реактора) путем размещения внутри защитной оболочки или барьеров из бетона или других защитных материалов, исключающих несанкционированный доступ и обеспечивающий радиационную безопасность персонала, населения и окружающей среды в течение всего срока до освобождения от регулирующего контроля. Подобный вариант вывода из эксплуатации является наименее применимым на практике. В России такой подход реализуется, в основном, для промышленных реакторов (ПУГР) [7, 8]. В США такая стратегия реализована только для трех энергетических ядерных установок из более чем сорока, выведенных и выводимых из эксплуатации. Тем не менее, в последние годы в мире возрос интерес к реализации данной стратегии для реакторных установок первого поколения [1, 6].

Среди всех АС России Билибинская АТЭЦ (БиАТЭЦ) занимает особое положение. Билибинская атомная теплоэлектроцентраль – это первенец атомной энергетики в Заполярье, построенный на вечной мерзлоте, уникальное сооружение в центре Чукотки (поселок Билибино), обеспечивающее жизнедеятельность горнорудных и золотодобывающих предприятий (800 км к югу от Певека, 2000 км к северу от Магадана и 12000 км от Москвы) [9]. Климатические условия в Билибино близки к экстремальным. Зима длится более 10-ти месяцев в году, зимняя температура иногда достигает -55°C . Поселок окружен горами, сотнями километров озер и болот, поэтому транспортная доступность обеспечивается воздушным сообщением из Певека и Магадана или автосообщением по «зимнику».

Станция состоит из четырех однотипных энергоблоков суммарной электрической мощностью 48 МВт с реакторами ЭГП-6 (водно-графитовый гетерогенный реактор канального типа).

После подключения Первой в мире плавучей атомной теплоэлектростанции (ПАТЭС) «Академик Ломоносов» к энергосистеме Чукотки отработавшая назначенный и продленный срок службы БиАТЭЦ должна быть выведена из эксплуатации.

Как известно, вариант вывода любой АС из эксплуатации базируется на результатах многофакторного анализа, включающего в себя политические, организационно-технические, социально-экономические, технологические и эксплуатационные факторы. Ключевыми моментами реализации стратегии вывода из эксплуатации являются [4, 10, 11]

- обеспечение радиационной безопасности персонала, населения и окружающей среды;
- минимизация высвобождающейся радиоактивности и объемов радиоактивных отходов (РАО);
- достижение высокой технико-экономической и социальной эффективности.

В соответствии с российскими правилами стадия вывода из эксплуатации начинается после удаления отработавшего ядерного топлива с блока АС [12]. Поскольку работа касается проблем, связанных именно с выводом из эксплуатации, вопросы обращения, временного хранения и удаления ОЯТ с площадки не рассматриваются. (Возможное решение проблемы ОЯТ для БиАТЭЦ приводится в работе [13]).

Для обоснования предварительного выбора варианта вывода из эксплуатации БиАТЭЦ были проанализированы такие показатели, как география, место расположения и климат (вечная мерзлота, скальный грунт); конструктивные и объемно-планировочные решения главного и вспомогательных зданий; история эксплуатации за весь период работы станции; радиационная загрязненность зданий, сооружений материалов и конструкций; сохранность построек в исторических курганах; удаленность станции от мест захоронения РАО; опыт ВЭ промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР).

На основании проведенного анализа был сделан вывод, что рациональным, безопасным и экономически выгодным вариантом вывода из эксплуатации БиАТЭЦ следует считать захоронение на месте с использованием элементов курганной технологии [14, 15].

ХАРАКТЕРИСТИКИ ЗДАНИЙ И СООРУЖЕНИЙ БиАТЭЦ

Схема площадки БиАТЭЦ вместе с основными зданиями и сооружениями представлена на рис. 1.

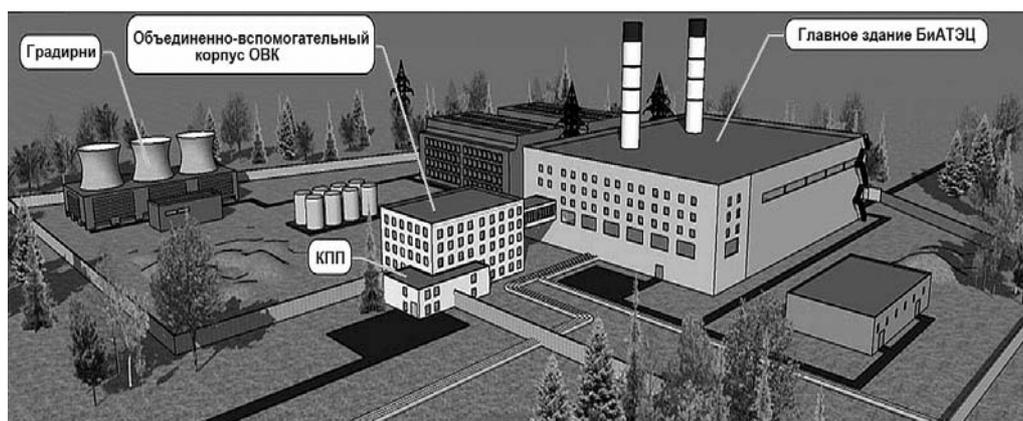


Рис. 1. Трехмерная модель Билибинской АТЭЦ

Здание главного корпуса АТЭЦ объединяет в себе четыре энергоблока с реакторами ЭГП-6.

Размеры здания в плане $108,8 \times 78,0$ м². Высотные отметки от – 8,80 до 22,50 м.

Оборудование станции размещается в следующих отделениях: закрытое распределительное устройство (ЗРУ), машинное, деаэрационно-щитовое, реакторное, объединенный вспомогательный корпус (ОВК).

Основным оборудованием является реактор ЭГП-6 и контур многократной принудительной циркуляции (МПЦ), состоящий из двух петель. Для каждого реактора предусмотрены петли, включающие в себя по два барабана-сепаратора и по четыре ГЦН с трубопроводами и раздаточными групповыми коллекторами, от которых вода распределяется по технологическим каналам. В блоке с реактором установлена одна турбина. На турбине предусмотрена возможность отбора тепла на собственные нужды и на нужды жилого поселка и других потребителей. Реакторы и контур МПЦ размещаются в отдельных блоках. В реакторном отделении располагаются также вспомогательные системы:

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

спецоводоочистка, установка по очистке воздуха и подавления радиоактивных газов и аэрозолей (УПАК), ремонтные службы и т.д.

Машинный зал предусмотрен общим для четырех энергоблоков. В нем помещены четыре турбины с генераторами и вспомогательные установки – конденсатоочистка, подогреватели низкого и среднего давления, питательные насосы, аварийные питательные электронасосы.

Между реакторным отделением и машинным залом расположена «этажерка», в верхней части которой размещаются деаэраторы и трубный коридор, а в нижней – центральный и блочный щиты управления, распределительные устройства собственных нужд (РУСН), аккумуляторные батареи, кабельные полуэтажи и другие электротехнические устройства.

В общий корпус станции внесены вспомогательные системы ремонтно-механической службы, в реакторном отделении расположены хранилища жидких и твердых отходов.

Фундаменты главного корпуса решаются в виде сплошной жесткой монолитной железобетонной плиты, жестко связанной с монолитными железобетонными подпорными стенами.

ОРГАНИЗАЦИОННО-ТЕХНИЧЕСКИЕ МЕРОПРИЯТИЯ НА СТАДИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Весь комплекс работ по подготовке и выводу из эксплуатации предполагается проводить, в основном, силами местного персонала, который может осуществить принцип – «мы со всех позиций знаем станцию и ее особенности лучше всех». Такой подход позволит решить социально-экономические вопросы долговременного обеспечения квалифицированной рабочей силой и исключить фактор «потери информации» по сравнению с другими вариантами, связанными с долговременным сохранением объекта под наблюдением. Подготовительные работы к выполнению такого варианта можно будет начинать немедленно. Поэтому руководство и проведение всего цикла работ осуществляется персоналом станции.

Известно, что одним из важнейших источников данных при выборе окончательного варианта вывода из эксплуатации, являются результаты комплексного инженерного и радиационного обследования (КИРО). При этом объем и акценты (на инженерную или радиационную составляющие) КИРО зависит от варианта реализации выбранной стратегии (например, для стратегии «Отложенный демонтаж» акцент должен делаться на инженерную составляющую КИРО, а для стратегии «Немедленный демонтаж» – на радиационную составляющую КИРО) [16, 17]. В нашем случае обе составляющие имеют одинаковую важность, поскольку радиационная составляющая определяет последовательность демонтажа оборудования и конструкций, а инженерная – техническую осуществимость демонтажа отдельных элементов без обрушения других конструкций и элементов.

Такая углубленная программа проведения КИРО должна быть осуществлена с целью уточнения и получения дополнительных, наряду с имеющимися, для обоснования организационных и технических возможностей при реализации рассматриваемого варианта вывода из эксплуатации.

Технико-экономические исследования выбора варианта вывода из эксплуатации станции базируются на изучении результатов инженерного и радиационного состояния площадки, зданий, сооружений и оборудования. Для предварительного выбора варианта ВЭ была использована проектная и эксплуатационная документация. При проведении работ по выводу из эксплуатации должна быть задействована инфраструктура станции, стройкомплекс и производственный потенциал предприятий

Билибино, а также местные ресурсы в виде горных пород и отходов добывающих комплексов.

ОСНОВНЫЕ ЭТАПЫ РЕАЛИЗАЦИИ ПРОЦЕССА ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Укрупненно основные этапы по выводу из эксплуатации БиАТЭЦ представлены на рис.2.

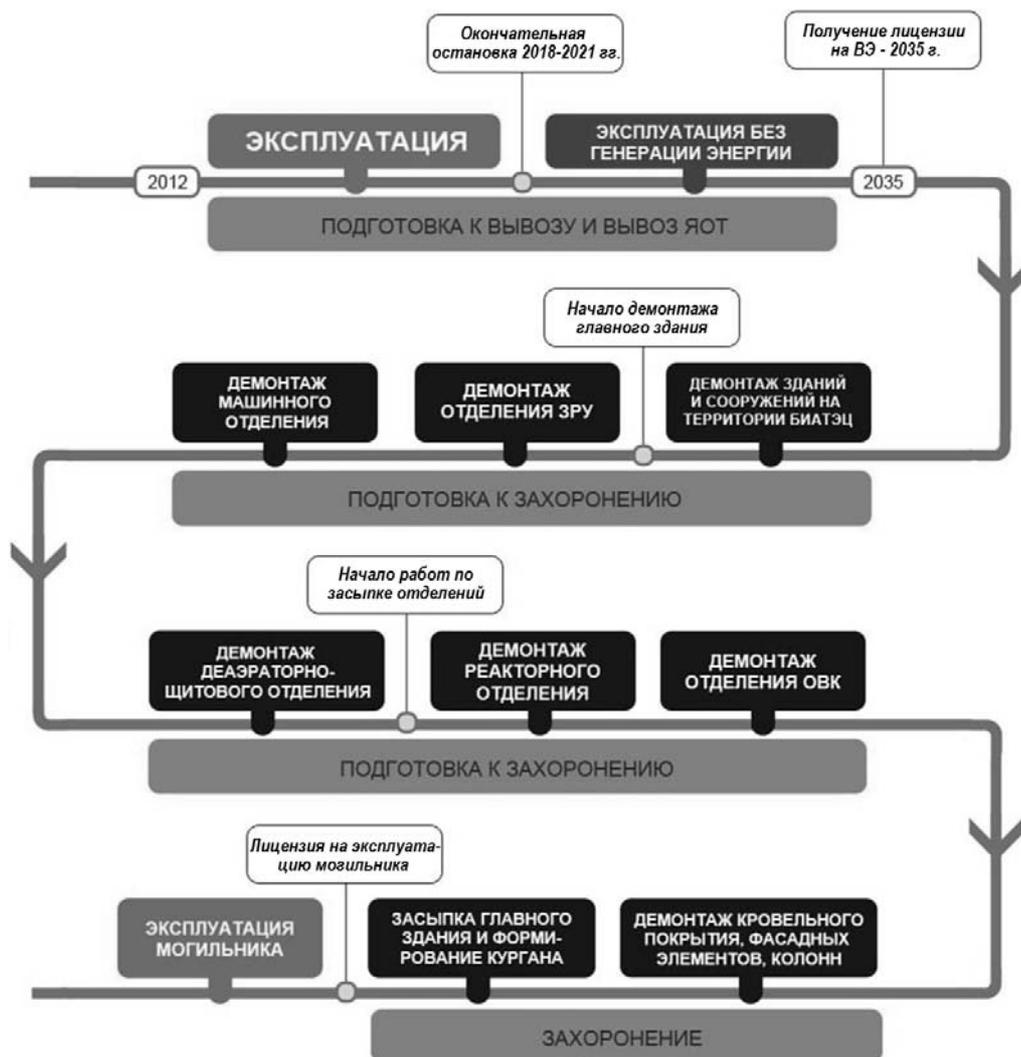


Рис. 2. Этапы вывода из эксплуатации БиАТЭЦ

Кратко рассмотрим предполагаемый перечень и последовательность работ на каждом этапе, начиная с этапа «Подготовка к захоронению». На этом этапе определяется перечень зданий и сооружений, которые будут демонтированы полностью или частично и которые будут необходимы после завершения работ по ВЭ. Кроме того оцениваются объемы полученных после демонтажа материалов для укрытия (в основном, бетонного щебня), источники и объемы других материалов (песка, грунта, породы из отработанных золотодобывающих шахт и др.). Также проводится предварительная оценка видов, агрегатного состояния, активности и объемов радиоактивных отходов (РАО).

Данный этап включает в себя семь крупных подэтапов.

- *Демонтаж зданий и сооружений на территории.*

Демонтируются градирни, масляное хозяйство, трубопроводы, вспомогательные здания и сооружения, в основном, здания, необходимость в которых при ВЭ отсутствует, а остаточная радиоактивность в зданиях, помещениях и оборудовании незначительна. Остаются здания, которые будут использованы на всех этапах работ по ВЭ для охраны территории и мониторинга состояния захоронения.

Демонтируется и вывозится на повторное использование и переработку нерадиоактивное оборудование и металлоконструкции. Нерадиоактивные железобетонные изделия и конструкции перерабатываются в бетонный щебень, который используется для подготовки первоначального слоя захоронения.

- *Демонтаж главного корпуса*

Демонтажные работы в главном корпусе должны начинаться при сохранении наружных стен и кровли для обеспечения барьеров, препятствующих выходу радионуклидов в окружающую среду. Демонтаж рекомендуется производить по принципу от меньшей остаточной радиоактивности – к большей остаточной радиоактивности.

Демонтажные работы в главном корпусе должны начинаться при сохранении наружных стен и кровли для обеспечения барьеров, препятствующих выходу радионуклидов в окружающую среду.

Исходя из этого принципа, демонтажные работы должны начаться в боксах и помещениях закрытого распределительного устройства (ЗРУ) и заканчиваться реакторным отделением (РУ).

- *Демонтаж ЗРУ*

Основные работы: дезактивация оборудования, демонтаж пяти трансформаторов, вспомогательного оборудования, кабелей, снос перекрытий, колонн отделения. Демонтаж производится сверху вниз.

- *Демонтаж машинного отделения*

Основные работы: дезактивация и демонтаж оборудования (турбины, циркуляционные насосы, узлы, детали оборудования, металлические изделия трубопровод водоводов для градирен).

Демонтированные металлоконструкции будут перерабатываться для возможного повторно использования или после фрагментации станут частью первого приповерхностного слоя захоронения вместе с демонтированным бетоном. Кроме того для обеспечения безопасности предполагается уже на этих подэтапах засыпка шахт реакторов песком. На данном этапе потребуется установка дробильных машин для превращения железобетонных конструкций в щебень, который будет засыпаться на фундаментное основание здания.

- *Демонтаж деаэрационно-щитового отделения*

Дезактивационные и демонтажные работы на втором этапе будут осуществляться в более радиационно-опасных условиях. Демонтируется оборудование, предназначенное для деаэрации жидкости, трубопроводы, электрощиты, кабели и т.д. Далее снос стен и перекрытий данного отделения.

- *Демонтаж реакторного отделения*

Демонтаж реакторного отделения является наиболее ответственным в общем объеме работ. Поскольку большинство элементов будет иметь остаточную радиоактивность, вероятно, потребуется использование специализированной робототехники. Демонтаж включает в себя последовательное осуществление следующих мероприятий:

- демонтаж оставшегося оборудования, трубопроводов, мостового крана, металлоконструкций;
- фрагментация демонтированного оборудования и металлоконструкций;
- транспортировка оборудования, трубопроводов и металлоконструкций до места «захоронения»;
- засыпка песком основания реакторного отделения;
- разборка перегородки между деаэрационно-щитовым и реакторным отделениями;
- дробление демонтированного бетона для последующей засыпки первого слоя.

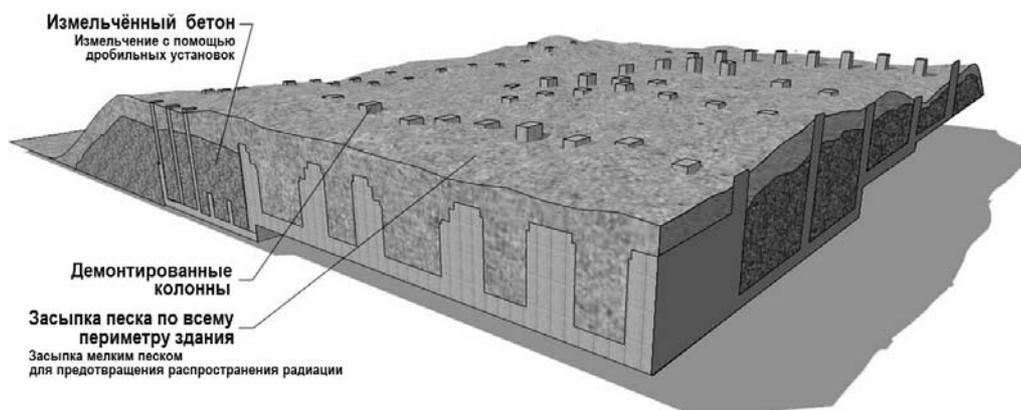


Рис. 3. Трёхмерная модель состояния главного корпуса БиАТЭЦ после завершения работ по демонтажу

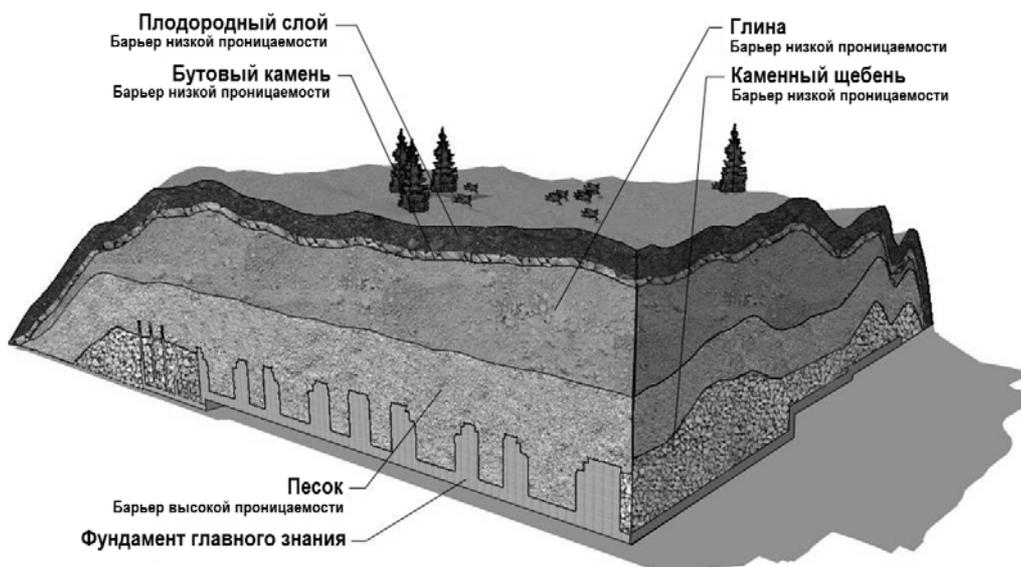


Рис. 4. Трёхмерная модель конечного состояния БиАТЭЦ (могильник ТРА0) после ВЗ по варианту Захоронение (курганная технология)

• **Демонтаж объединенного вспомогательного корпуса (ОВК)**

Демонтаж боксов, помещений и здания ОВК включает в себя следующие мероприятия:

- демонтаж оборудования, трубопроводов, включая напорные трубопроводы на градирни, сливные трубопроводы с градирен и металлоконструкции;
- фрагментация оборудования, трубопроводов, металлоконструкций для захоронения;
- демонтаж стен и перекрытий сверху вниз;

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

– дробление бетона до каменного щебня;
– засыпка в отделении ОВК каменным щебнем, фрагментами оборудования и металлоконструкций, подлежащих захоронению на месте.

Этап «захоронение» включает в себя два подэтапа.

Демонтаж кровельного покрытия, фасадных элементов здания и колонн главного корпуса

Основные виды работ

- демонтаж кровельного покрытия;
- демонтаж фасадных панелей по всему периметру здания;
- снос всех колонн внутри здания.

Засыпка главного корпуса и формирование кургана

Основные виды работ

- засыпка песком внутренней и наружной частей здания;
- формирование структуры укрытия – модели кургана.

Модель кургана должна учитывать климатические и геологические условия местности. Предлагается следующая модель укрытия главного корпуса БиАТЭЦ.

Поверхностное покрытие предназначено для предотвращения попадания в тело укрытия осадков и поверхностных вод, эрозии грунтов и доступа животных и исключать выход в атмосферу радиоактивных газов. Главным неблагоприятным условием будет являться эрозия грунтов, в результате которой может быть разрушен верхний слой укрытия.

Предложена система, состоящая из барьеров

- низкой проницаемости (песчаники, алевролиты, глинистые сланцы, известняк);
- высокой проницаемости (глинистые и песчанисто-осадочные отложения);
- из плодородного слоя почвы для предотвращения размыва покрытия осадками.

Трехмерная модель состояния главного корпуса БиАТЭЦ на завершающем этапе демонтажа с засыпкой слоем песка представлена на рис. 3, а на рис. 4 – трехмерная модель конечного состояния БиАТЭЦ (могильник ТРО) после ВЭ по варианту Захоронение (курганная технология).

ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ УКРЫТИЯ

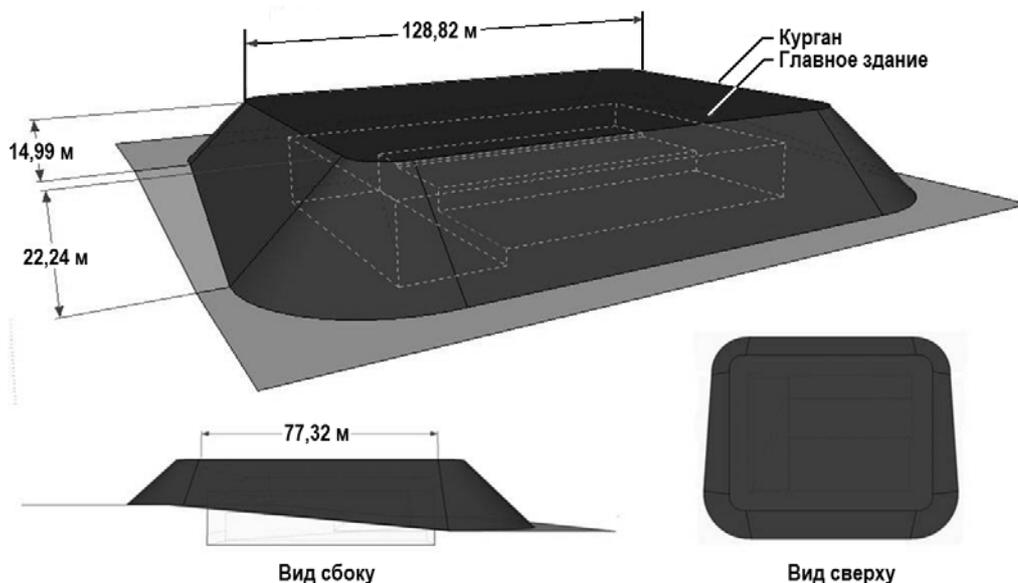


Рис. 5. Модель кургана БиАТЭЦ по теоретическим данным

Рассмотренный в статье вариант толщины инертных материалов для засыпки и образования кургана является не окончательным, а ориентировочным. На основании анализа данных комплексного инженерного и радиационного обследования возможен окончательный расчёт необходимой толщины грунта, в том числе и для обеспечения нормированного показателя мощности дозы гамма-излучения на поверхности кургана.

Предварительные оценки для модели кургана следующие: плодородный слой земли – 1 м; бутовый камень – 0,5 м; глина – 5 м; песок – от 3,5 до 4,5 м; бетонный щебень – до 15 м.

Схематично курган можно представить в виде усеченной пирамиды размерами $130 \times 40 \text{ м}^2$ на поверхности, высотой 23 м от отметки -5.80 м , размерами в плане на плоской вершине $80 \times 40 \text{ м}^2$, с крутизной откосов 1:2 (рис. 5). Общий объем инертных материалов, необходимых для изоляции главного здания, из расчетов ориентировочно составляет 285000 м^3 .

ЗАКЛЮЧЕНИЕ И ВЫВОДЫ

Рассмотрена практическая возможность вывода из эксплуатации БиАТЭЦ по варианту «Захоронение на месте».

Рекомендованы основные этапы и последовательность работ по ВЭ и конечное состояние зданий и сооружений.

Предложена модель укрытия, его состав и оценены требуемые объемы на сооружение укрытия.

Социально-экономическими и технологическими факторами выбора предложенного варианта являются использование имеющейся инфраструктуры, использование квалифицированного персонала станции, отсутствие затрат и снижение к минимуму отрицательного воздействия на окружающую среду при обращении и транспортировке РАО к местам захоронения.

Литература

1. *Laraia M.* Nuclear decommissioning. Planning, execution and international experience. – Woodhead Publishing Limited – 2012. – 805 p.
2. Decommissioning Strategies for Facilities Using Radioactive Material. – Safety Reports Series No 50, IAEA, Vienna- 2007.
3. *Engovatov I.A., Mashkovich V.P., Orlov Y.V., Pologikh B.G., Khlopkin N.S., Tsypin S.G.* Radiation Safety Assurance: Decommissioning Nuclear Reactors at Civil and Military Installations. – Arlington, VA 22201 USA 2005. // ISTC Science and Technology Series. – 2005. – Vol. 4. – 201 p.
4. Selecting Strategies for the Decommissioning of Nuclear Facilities. Nuclear Energy Agency Organization for Economic Co-Operation and Development. – OECD. – 2006. – 41 p.
5. *Большов Л.А., Лаверов Н.П., Линге И.И.* Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Вывод из эксплуатации. – М.: ИБРАЭ РАН, 2015. – Т. 3. – 316 с.
6. *Линге И.И., Абрамов А.А.* Лучшие зарубежные практики вывода из эксплуатации ядерных установок и реабилитация загрязненных территорий. – М.: ИБРАЭ РАН, 2017. – Т. 1. – 366 с.
7. *Белкин Д.Ю., Иванов И.А., Тананаев И.Г.* Концепция по выводу из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов (ПО «Маяк», Челябинская область). // Вестник ДВО РАН. – 2018. – №3. – С. 58-64.
8. *Гаврилов П.М., Устинов А.А., Антоненко М.В., Горобченко А.Д., Соколов К.Ю., Журников Д.В.* Вывод из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов ФГУП «ГХК». // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. – 2011. – №3. – С. 17-23.
9. Билибинская АЭС. Электронный ресурс: <https://atomenergy.mtu1.ru/index/>

bilibinskaja_aehs/0-7 (дата доступа 20.01.2020).

10. *Былкин Б.К., Енговатов И.А.* Вывод из эксплуатации реакторных установок. – М.: НИУ МГСУ, 2014. – 228 с.

11. IAEA. Decommissioning of Facilities. General Safety Requirements Part 6 No. GSR Part 6. – Vienna, IAEA, 2014. – 23 p.

12. НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. – М.: ФБУ «НТЦЯРБ», 2016. – 57 с.

13. *Барышников М.В., Суворова Е.В., Хаперская А.В., Шорохов Н.А.* Промежуточные итоги и перспективы обращения с ОЯТ Билибинской АЭС. // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. – 2012. – № 3. – С. 23-28.

14. *Коровкин С.В., Тутунина Е.В.* Курганная технология изоляции выведенных эксплуатационных АЭС. // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. – 2012. – № 3. – С. 37-45.

15. International Atomic Energy Agency, «On-site Disposal as a Decommissioning Strategy», IAEA/TECDOC-1124. – IAEA, Vienna, 1999.

16. *Былкин Б.К., Енговатов И.А., Зайцев А.Н., Зимин В.К., Рубцов П.М., Ноздрин Г.Н.* Совершенствование регулирующих документов по выводу из эксплуатации блоков АЭС. // Атомная Энергия. – 2009. – Т.107. – Вып. 6. – С. 307-312.

17. *Былкин Б.К., Горелов К.А., Енговатов И.А., Зайцев А.Н., Зимин В.К., Рубцов П.М.* Необходимость пересмотра нормативной базы по выводу АС из эксплуатации. // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. – 2013. – № 1. – С. 34-41.

Поступила в редакцию 24.01.2020 г.

Авторы

Енговатов Игорь Анатольевич, профессор, доктор технических наук

E-mail: eng46@mail.ru

Адиятуллин Ринат Фарисович, магистр

E-mail: adiyatullin.rinat@gmail.com

UDC 621.039.75 + 621.039.058

PROVIDING RATIONALE FOR THE POSSIBILITY OF DECOMMISSIONING BILIBINO NUCLEAR COGENERATION PLANT BASED ON THE IN-SITU DISPOSAL OPTION

Engovatov I.A.*, Adiyatullin R.H.**

* Moscow State National Research University of Civil Engineering NRU MGSU,
Thermal and Nuclear Power Objects Construction Department

26 Yaroslavskoe Shosse, Moscow, 129337 Russia

** «Startek Derbau»

84 Metallurgov str., Ekaterinburg, 620131 Russia

ABSTRACT

The problem of the NPP decommissioning after the end of the specified or extended life has reached the practical solution stage for countries possessing a nuclear power industry. The major decommissioning options, both in Russia and abroad, include immediate dismantling and deferred dismantling. At the same time, there are NPP units for which, for a number of reasons, none of the two options are acceptable in

terms of ensuring personnel, public and environment safety. Disposal, a third and a more rare option, shall be used for decommissioning in this case. The purpose of the work is to provide rationale for the possibility of decommissioning Bilibino Nuclear Cogeneration Plant based on the In-situ Disposal Option by covering the main building with an inert material with the formation of a mound. The option has been selected considering the results of an integrated analysis taking into account the geographical, operational, radiological, and socio-economic factors, as well as based on a limited experience of decommissioning commercial uranium-graphite reactors both within and beyond Russia. In accordance with Russian law, the decommissioning stage will start after spent nuclear fuel is withdrawn from the unit and removed. Emphasis is placed on the proposed option preparation and implementation issues. Dates and sequences for the performance of operations to dismantle the components and civil works of buildings and structures, as well as the onsite protective mound formation structure and composition are discussed. The geometrical dimensions, as well as the quantities and types of the mound-forming materials have been estimated. The key mound-forming materials will be fragments of the components, the biological shielding, and the civil works, as well as local materials.

Key words: decommissioning, NPP unit, decommissioning option, in-situ disposal, radiation safety, radioactive waste, dismantling of components, buildings and structures.

REFERENCES

1. Laraia M. *Nuclear Decommissioning. Planning, Execution and International Experience*. Woodhead Publishing Limited – 2012. – 805 p.
2. *Decommissioning Strategies for Facilities Using Radioactive Material*, Safety Reports Series No. 50, IAEA, Vienna, 2007.
3. Engovatov I.A., Mashkovich V.P., Orlov Yu.V., Pologikh B.G., Khlopkin N.S., Tsypin S.G. *Radiation Safety Assurance: Decommissioning Nuclear Reactors at Civil and Military Installations*. Monographia. Arlington, VA 22201 USA 2005. ISTC Science and Technology Series. 2005, v. 4, 201 p.
4. *Selecting Strategies for the Decommissioning of Nuclear Facilities*. Nuclear Energy Agency Organization for Economic Co-Operation and Development. OECD, 2006, 41 p.
5. Bolshov L.A., Laverov N.P., Linge I.I. *Problems of Nuclear Legacy and Solution Paths. Decommissioning*. Moscow. IBRAERAN Publ., 2015, v. 3, 316 p. (in Russian).
6. Linge I.I., Abramov A.A. *Best Foreign Decommissioning Practices for Decommissioning of Nuclear Plants and Rehabilitation of Contaminated Territories*. Moscow. IBRAE RAN Publ., 2017, v. 1, 366 p. (in Russian).
7. Belkin D.Yu., Ivanov I.A., Tananayev I.G. Concept of Decommissioning Commercial Uranium-Graphite Reactors (PA Mayak, Chelyabinsk Region). *Vestnik DVO RAN*. 2018, no. 3, pp. 58-64 (in Russian).
8. Gavrilov P.M., Ustinov A.A., Antonenko M.V., Gorobchenko A.D., Sokolov K.Yu., Zhirnikov D.V. Decommissioning of Commercial Uranium-Graphite Reactors at Siberian Chemical Combine. *Bezopasnost Yadernykh Tekhnologiy i Okruzhayushchey Sredy*. 2011, no. 3, pp. 17-23 (in Russian).
9. Bilibino NPP. Available at: https://atomenergy.my1.ru/index/bilibinskaja_aehs/0-7 (accessed Jan 20, 2020) (in Russian).
10. Bylkin B.K., Engovatov I.A. *Decommissioning of Reactor Plants*. Moscow. NIU MGSU Publ. 2014, 228 p. (in Russian).
11. IAEA. *Decommissioning of Facilities. General Safety Requirements*. Part 6 No. GSR Part 6. Vienna, IAEA, 2014, 23 p.
12. NP-001-15. *General provisions for ensuring the safety of nuclear power plants*. Moscow. FBU «NTC YaRB» Publ., 57 p. (in Russian).

13. Baryshnikov M.V., Suvorova Ye.V., Khaperskaya A.V., Shorokhov N.A. Intermediate Results and Prospects of SNF Handling at Bilibino NPP. *Bezopasnost Yadernykh Tekhnologiy i Okruzhayushchey Sredy*. 2012, no. 3, pp. 23-28 (in Russian).
14. Korovkin S.V., Tutunina Ye.V. Mound technology for isolation of decommissioned NPPs // *Bezopasnost Yadernykh Tekhnologiy i Okruzhayushchey Sredy*. 2012, no. 3, pp.37-45 (in Russian).
15. International Atomic Energy Agency, *On-Site Disposal as a Decommissioning Strategy*. IAEA/TECDOC-1124, IAEA, Vienna, 1999.
16. Bylkin B.K., Engovatov I.A., Zaytsev A.N., Zimin V.K., Rubtsov P.M., Nozdrin G.N. Improvement of regulatory documents on NPP decommissioning. *Atomnaya Energiya*. 2009, v. 107, iss. 6, pp. 307-312 (in Russian).
17. Bylkin B.K., Gorelov K.A., Engovatov I.A., Zaytsev A.N., Zimin V.K., Rubtsov P.M. The requirement for revising the NPP decommissioning regulatory framework. *Bezopasnost Yadernykh Tekhnologiy i Okruzhayushchey Sredy*. 2013, no. 1, pp. 34-41 (in Russian).

Authors

Engovatov Igor Anatolievich, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: eng46@mail.ru

Adiyatullin Rinat Farisovich, Master Student

E-mail: adiyatullin.rinat@gmail.com