

ФОРМИРОВАНИЕ ОПЫТНО-ДЕМОНСТРАЦИОННЫХ ЦЕНТРОВ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО- И РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ

Олег Энверович Муратов

кандидат технических наук,
Ответственный секретарь Северо-Западного
отделения Ядерного общества России,
член Общественного совета ГК «Росатом»



Доклад

**ФОРМИРОВАНИЕ
ОПЫТНО-ДЕМОНСТРАЦИОННЫХ ЦЕНТРОВ
ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ
ЯДЕРНО- И РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ**

Олег Энверович Муратов

кандидат технических наук,
Ответственный секретарь Северо-Западного
отделения Ядерного общества России,
член Общественного совета ГК «Росатом»

Санкт-Петербург 2014 г.

Содержание

Список сокращений	4
Введение	5
Создание инфраструктуры по обращению с ОЯТ	10
Создание подземной исследовательской лаборатории	24
Создание опытно-демонстрационного центра по выводу уран-графитовых реакторов	35
Опытно-демонстрационный инженерный центр по выводу из эксплуатации реакторов ВВЭР ..	44
Заключение.....	46
Литература	47

Аннотация

В связи с проведением широкомасштабных работ по разработке и практической реализации заключительной стадии ядерных технологий рассмотрены актуальные вопросы вывода из эксплуатации выработавших ресурс ядерно- и радиационно-опасных объектов, а также систем обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. Проведены краткий анализ нормативно-правовой базы замыкающей стадии жизненного цикла ядерно- и радиационно-опасных объектов и сложившаяся в настоящее время ситуация с накопленными проблемами в этой области. Подробно рассмотрены создание и начало эксплуатации кластера по обращению с отработавшим ядерным топливом энергетических реакторов, включающим сухое хранилище, опытно-демонстрационный центр для отработки технологий по его переработке и завод по производству МОКС-топлива. Приведены проектные решения и технические характеристики подземной исследовательской лаборатории, создаваемой для изучения возможности окончательной изоляции радиоактивных отходов высокого уровня активности, как накопленных, так и образующихся при переработке отработавшего ядерного топлива. Рассмотрено функционирование опытно-демонстрационного центра по выводу из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов, созданного для решения проблем и разработки технологий вывода из эксплуатации энергетических уран-графитовых реакторов. Приведен материал о начальном этапе деятельности опытно-демонстрационного инженерного центра для разработки технологий вывода из эксплуатации реакторов типа ВВЭР, впервые в отечественной практике, созданном до начала массового вывода из эксплуатации данного типа реакторов

Список сокращений

АМБ – (реактор) атом мирный большой
АЭС – атомная электростанция
БН – быстрый натриевый (реактор)
ВАО – высокоактивные отходы
ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор
ВВЭР ТОИ – водо-водяной энергетический реактор типовой оптимизированный и информатизированный
ВНИИНМ – Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А. А. Бочвара
ВНИПИЭТ – Всероссийский проектный и научно-исследовательский институт комплексной энергетической технологии
ВЭ – вывод из эксплуатации
ГК – государственная корпорация
ГХК – Горно-химический комбинат
ЖРО – жидкие радиоактивные отходы
ЗАТО – закрытое административно-территориальное образование
МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии
МОКС – смешанное оксидное уран-плутониевое (топливо)
НАО – низкоактивные отходы
НИКИЭТ – Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н. А. Доллежала
НИОКР – научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы
НПО – научно-производственное объединение
ОАО – открытое акционерное общество
ОВОС – оценка воздействия на окружающую среду
ОДИЦ – опытно-демонстрационный инженерный центр вывода из эксплуатации АЭС
ОДЦ – опытно-демонстрационный центр
ОДЦ УГР – опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов
ОТВС – отработавшая тепловыделяющая сборка
ОЯТ – отработавшее (облученное) ядерное топливо

ПГЗРО – пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов
 ПИЛ – подземная исследовательская лаборатория
 ПО – производственное объединение
 ПУГР – промышленный уран-графитовый реактор
 РАО – радиоактивные отходы
 РБМК – реактор большой мощности канальный
 РФ – Российская Федерация
 САО – среднеактивные отходы
 СССР – Союз Советских Социалистических Республик
 СХК – Сибирский химический комбинат
 ТВС – тепловыделяющая сборка
 ТВЭЛ – тепловыделяющий элемент
 ТРО – твердые радиоактивные отходы
 УГР – уран-графитовый реактор
 ФГУП – Федеральное государственное унитарное предприятие
 ФЦП ЯРБ – Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года»
 ЭГП – энергетический гетерогенный петлевой (реактор)
 ЯРОО – ядерно- и радиационно-опасные объекты
 ЯЭ – ядерная энергетика

Введение

Вывод из эксплуатации (ВЭ) выработавших ресурс ядерно- и радиационно-опасных объектов (ЯРОО) является составной частью заключительной стадии ядерных технологий и непосредственно связан с проблемами окончательной изоляции радиоактивных отходов (РАО) и безопасного обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). Незавершенность решений по заключительным этапам ядерных технологий, присущая всем без исключения национальным сценариям развития, является одним из главных препятствий их развития. Комплексное решение триединой задачи заключительного этапа ядерных технологий является важнейшим условием дальнейшего развития ядерной энергетики (ЯЭ) и широкомасштабного применения ядерных и радиационных технологий, а также обеспечения ядерной и радиационной безопасности при использовании атомной энергии.

С начала своего развития отечественный ядерный оружейный комплекс и атомная промышленность страны развивались в режиме незавершенных циклов по РАО, ОЯТ и ВЭ. Даже много позже, когда ЯЭ стала масштабной технологией, вопросы замыкающей стадии жизненного цикла ЯРОО не были в фокусе руководства страны и отрасли и базировались на принципе откладывания проблем.

На уровне государства и специалистов существовала абсолютная убежденность в возможности решения этих проблем в условиях плановой экономики и этот подход формулировался следующим образом: «Технические проблемы обычно решаются тогда, когда возникает в этом реальная необходимость». Именно поэтому, а не в силу каких-либо непреодолимых трудностей, в стране отсутствовал системный подход к заключительным стадиям ядерных технологий, не решались проблемы ВЭ отработавших ресурс ЯРОО и обращения с РАО и ОЯТ и отсутствовали механизмы накопления новых проблем в этой сфере.

Другой важнейшей проблемой замыкающей стадии жизненного цикла ЯРОО является законодательное и нормативное обеспечение завершения циклов по РАО, ОЯТ и ВЭ. В СССР при

проектировании и сооружении ЯРОО вопросы ВЭ вообще не рассматривались. Соответственно не разрабатывались технические решения по ВЭ, и не делалось накоплений на будущую ликвидацию отработавших ресурс атомных энергоблоков. Первый и единственный документ, посвященный ВЭ, появился во второй половине 80-х годов. Это была общесоюзная научно-техническая программа на 1988-1995 гг. и далее до 2000 г. «Консервация и захоронение оборудования и строительных конструкций АЭС, отработавших проектный срок службы». Она носила, в основном, декларативный характер и не обеспечивала конечную стадию ядерных технологий ни в организационном, ни в технологическом, ни в финансовом отношении. Отсутствие правовых требований к заключительной стадии ядерных технологий и существующая практика способствовали накоплению проблем и воспроизводству устаревших технологических подходов.

Союзная программа прекратила свое существование в 1991 г. с распадом СССР, а общероссийская программа и концепция обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ЯРОО ввиду отсутствия четкой нормативно-правовой базы не были приняты. Начавшаяся интеграция России в мировое сообщество и решение о присоединении к действующим международным правовым актам в области использования ЯЭ еще в большей степени актуализировали вопрос о необходимости создания атомного законодательства и развития нормативно-правовой базы.

Формирование Российской нормативно-правовой базы в области использования атомной энергии, включая вопросы обращения с РАО и ОЯТ и вывода из эксплуатации ЯРОО, началось в 1995 г. с принятием Федерального закона «Об использовании атомной энергии» (N 170-ФЗ от 21.11.1995 г.). Актуальность совершенствования законодательства в области заключительных стадий ядерных технологий обусловлена необходимостью инфраструктурного обеспечения программы развития атомной энергетики, появлением ядерных установок в собственности юридических лиц, а также принятием Россией международных обязательств, вытекающих из «Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим ядерным

топливом и безопасности обращения с радиоактивными отходами». Создаваемая правовая база обеспечит формирование механизмов конечной ответственности государства за безопасность на всех этапах жизненного цикла ЯРОО и достаточность финансовых ресурсов для их ВЭ. Также она придаст государственный статус технической политике в области ВЭ, и урегулирует правоотношений по проблемам ВЭ и обращения с РАО и ОЯТ, образовавшихся при реализации оборонных программ и в период плановой экономики.

При разработке стратегии вывода ЯРОО из эксплуатации и обращения с РАО и ОЯТ важнейшим является вопрос финансирования самих работ, а также их научно-технического и технологического сопровождения. Согласно Указу Президента РФ от 2.07.1996 г. N 1012 «О гарантиях безопасного и устойчивого функционирования атомной энергетики Российской Федерации» решение финансовых вопросов ВЭ было определено на трех Постановлениях Правительства РФ – от 2.04.1997 г. N 367 «О финансировании работ по выводу из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по обоснованию и повышению безопасности этих объектов», от 30.01.2002 г. N 68 «Об утверждении правил отчисления предприятиями и организациями, эксплуатирующими особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты (атомные станции), средств для формирования резервов, предназначенных для обеспечения безопасности атомных станций на всех стадиях их жизненного цикла и развития» и от 21.09.2005 г. N 576 «Об утверждении правил отчисления предприятиями и организациями, эксплуатирующими особо радиационно опасные и ядерно опасные производства и объекты (кроме атомных станций), средств для формирования резервов, предназначенных для обеспечения безопасности указанных производств и объектов на всех стадиях их жизненного цикла и развития».

Однако на момент принятия данных нормативных актов уже было остановлено и находились в разных стадиях ВЭ около 100 ЯРОО, в том числе 5 энергоблоков АЭС, 10 промыш-

ленных и 26 исследовательских реакторов и 7 радиохимических производств. Указанные документы не давали ответа на принципиальный вопрос, связанный с порядком накопления значительных финансовых средств на ВЭ давно остановленных объектов, а также на обращение с накопленными 477 млн. м³ ЖРО, 77 млн. т ТРО и 18,6 тыс. т ОЯТ. Согласно мировому опыту все расходы по ВЭ этих ЯРОО и связанные с ним проблемы обращения с РАО и ОЯТ, а также проблемы ликвидации «ядерного наследия» должно нести государство.

Анализируя мировой опыт вывода ЯРОО из эксплуатации, сложилось устойчивое мнение, что заключительная стадия ядерных технологий – не до конца решенная проблема, требующая серьезной научной проработки, проведения большого комплекса научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ (НИОКР) по ВЭ и обращению с РАО и ОЯТ. Вопросы вывода ЯРОО из эксплуатации требуют системного подхода, тесно увязанного с вопросами управления РАО и ОЯТ.

В России широкомасштабная реализация комплекса мер по заключительным стадиям ядерных технологий началась с принятием в 2007 г. ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (ФЦП ЯРБ). Программа, включающая соз-

дание систем обращения с РАО и ОЯТ, выводу ЯРОО из эксплуатации и комплекс мер по ликвидации проблем «ядерного наследия», является первым шагом в решении накопленных проблем по заключительным стадиям ядерных технологий. По своему содержанию это программа неотложных мер, инвентаризации, выработки концептуальных и проектных решений, а также начала развертывания работ по ВЭ и обращению с РАО и ОЯТ. Особо следует подчеркнуть, что в ФЦП ЯРБ четко прописано и обеспечено финансирование всех мероприятий программы, которое осуществляется не только за счет федерального бюджета, но и за счет собственных средств ОАО «Концерн «Росэнергоатом» ОАО «ТВЭЛ» и других крупных организаций Госкорпорации «Росатом».

Необходимо отметить, что аналогичная ситуация со значительной задержкой во времени принятия решения по заключительным стадиям ядерных технологий от начала их развития сложилась во всех странах, создававших ядерно-оружейный комплекс. В странах, не реализовавших ядерных оборонных программ и развивавших мирную ядерную энергетику полноценные системы обращения с РАО, ОЯТ и ВЭ были приняты одновременно с началом развития ЯЭ (табл. 1).

Таблица 1. Мировой опыт принятия программ по заключительным стадиям ядерных технологий

Страна	Начало развития ядерных технологий	Принятие программ по РАО, ОЯТ и ВЭ
США	1942	1989
Россия (СССР)	1944	2008
Великобритания	1951	2005
Франция	1961	2001
Япония	1955	1955
Германия	1959	1959

Ключевым вопросом для эффективного решения проблемы заключительной стадии ядерных технологий является создание комплексной системы обращения с ОЯТ, которое является наиболее потенциально опасным продуктом использования атомной энергии, поскольку в нем сосредоточено до 98 % общей радиоактивности материалов, вовле-

ченных в сферу человеческой деятельности. Без освобождения промплощадки выводимого из эксплуатации ЯРОО от накопленного на ней ОЯТ невозможно освободить объект от контроля регулирующего органа и довести его даже до «коричневой лужайки».

Проблема обращения с ОЯТ возникла одно-

временно с началом развития ЯЭ и с каждым годом все более обострялась потому, что, во-первых, аккумулировалась десятилетиями и, во-вторых, стала широкомасштабной технологией – в настоящее время в мире эксплуатируется 438 ядерных энергоблоков, а 149 уже остановлено и находится в разной стадии ВЭ. Кроме энергоблоков АЭС было создано 324 исследовательских реактора, более 600 корабельных и судовых реакторов, а также около 50 промышленных реакторов для наработки оружейного плутония.

К концу 2013 г. во всем мире из реакторов АЭС было выгружено ~ 340 тыс. т ОЯТ, из которых было переработано только ~ 97 тыс. т, а остальное хранится в пристанционных или централизованных хранилищах. Ежегодная выгрузка из активных зон действующих реакторов составляет ~10,5 тыс. т ОЯТ, а учитывая, что в стадии активного строительства находится 71 энергоблок, подавляющее большинство из которых составляют легководные реакторы, проблема обращения с ОЯТ имеет мировое значение.

Сегодня приняты две системы обращения с ОЯТ – окончательное захоронение после промежуточного хранения (открытый топливный цикл) и переработка с выделением урана и плутония для использования в составе свежего топлива (замкнутый топливный цикл). Вариант прямого захоронения ОЯТ, учитывая сложность и высокую стоимость создания могильников, пригоден лишь для государств, имеющих небольшое количество энергоблоков и не планирующих дальнейшее расширение ЯЭ.

Радиохимическая переработка ОЯТ, первоначально используемая для извлечения плутония для ядерного оружия, в настоящее время является, несмотря на сложность, хорошо апробированной технологией, и в настоящее время в мире ежегодно перерабатывается ~ 4 тыс. т ОЯТ, извлеченного из реакторов АЭС. Наиболее масштабная переработка ведется во Франции и Великобритании. Перерабатывающие заводы меньшей мощности, в том числе опытные, эксплуатируются в Индии, России и Японии (табл.2).

Таблица 2. Действующие предприятия по переработке ОЯТ

№	Страна	Завод	Год ввода в эксплуатацию	Местоположение	Производительность, т/год
1	Франция	UP-2	1966	Ла-Аг	800
2	Франция	UP-3	1990	Ла-Аг	800
3	Великобритания	B-205	1964	Селлафилд	1500
4	Великобритания	THORP	1995	Селлафилд	1200
5	Россия	PT-1	1977	Озерск	400
6	Япония	TRP	1981	Токаи-Мура	210
7	Япония	Rokkasho*	2010	Аомори	800
8	Индия	BARK	1964	Мумбаи	30
9	Индия	PREFRE	1977	Тарапур	100
10	Индия	KARP	1998	Калпаккам	100

В табл. 2 приведена проектная производительность заводов по переработке ОЯТ. Однако практически ни одно из указанных предприятий не перерабатывает (в основном, по экологическим причинам) таких объемов ОЯТ,

и созданные в мире производственные мощности по переработке ОЯТ загружены сейчас в среднем на 50 %. В частности, российский завод PT-1 перерабатывает ~100 т в год.

*В 2010 г. начались опытные работы. Ввод завода в промышленную эксплуатацию должен был состояться в 2012 г., однако, после аварии на АЭС «Фукусима» было принято решение о проведении стресс-тестов и работы по переработке ОЯТ остановлены. В настоящее время ведутся только опытные работы по остекловыванию ВАО

Переработка ОЯТ комплексно решает проблемы обращения с ОЯТ, обеспечивает более полное использование энергетического потенциала урана и выделение наработанного плутония для топливного цикла, т.к. ОЯТ легководных реакторов содержит ~1 % делящегося урана-235 и более 1 % наработанного плутония.

Регенерированный уран используется для изготовления свежего ядерного топлива, а выделенный плутоний применяется в составе МОКС-топлива для легководных реакторов. Топливные сборки с МОКС-топливом впервые были загружены в 1987 г. во Франции, и в настоящее время загружаются в 40 реакторов на АЭС в Бельгии,

Германии, Швейцарии, Японии и Франции.

Кроме того, переработка ОЯТ позволяет выделить из него большое количество ценных изотопов, широко используемых в промышленности, медицине и научных исследованиях, а также металлы платиновой группы.

В России накоплено 21714 т ОЯТ и ежегодно образуется ~ 650 т при эксплуатации энергетических, транспортных и исследовательских реакторов. Обращение с ОЯТ осуществляется в соответствии с «Концепцией по обращению с отработавшим ядерным топливом Госкорпорации «Росатом», утвержденной приказом от 29.12.2008 № 721. Согласно Концепции практика обращения с ОЯТ в настоящее время сочетает контролируемое хранение и его переработку (рис. 1).

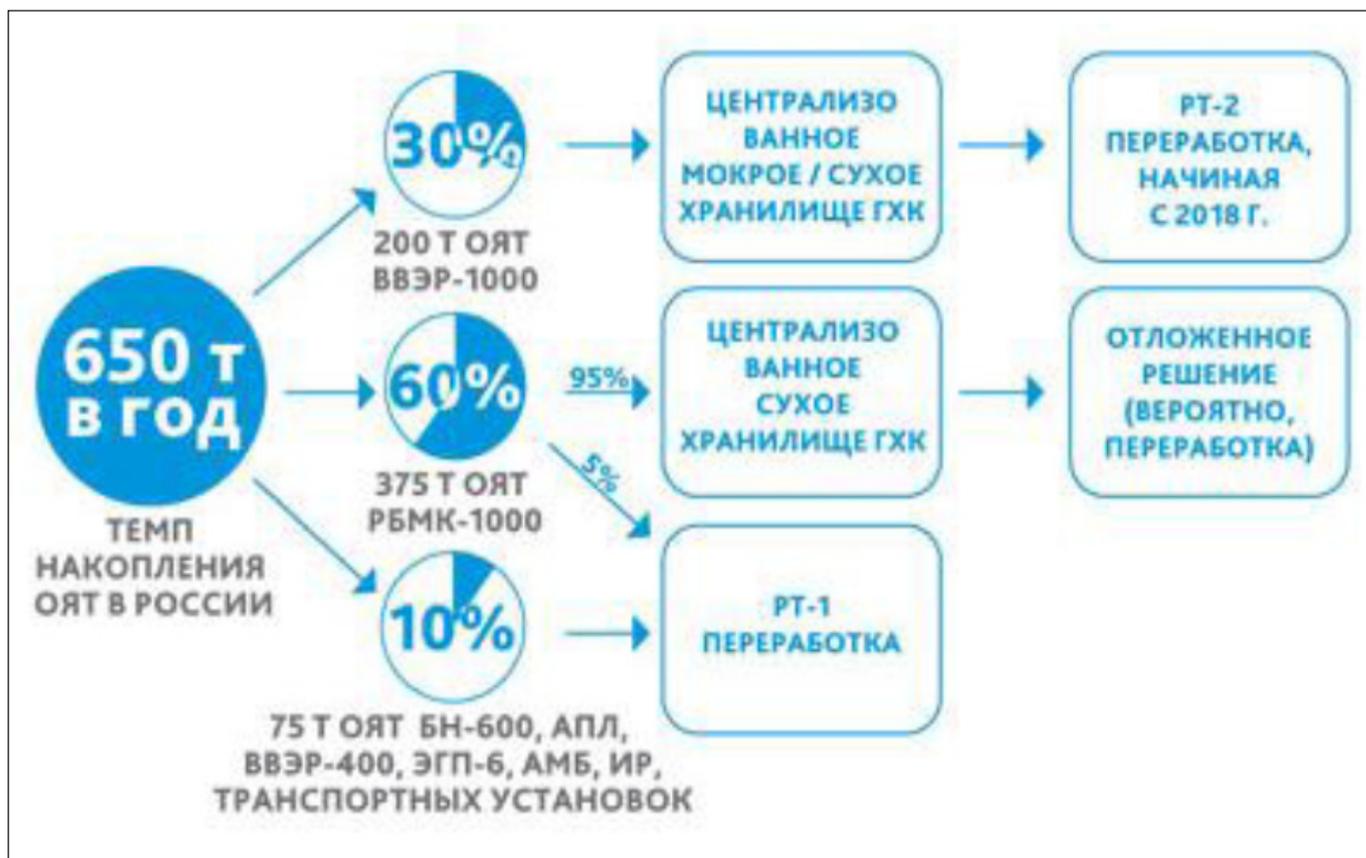


Рис. 1. Способы обращения с ОЯТ

Как видно из рис.1, перерабатывается менее 15 % ОЯТ (~100 т). Завод PT-1 на ПО «Маяк», единственное действующее предприятие по переработке ОЯТ использует устаревшие технологические решения и неоптимальные схемы по объему образующихся РАО, а также имеет низкую экономическую

эффективность ввиду недостаточного масштаба производства и широкой специализации по типам перерабатываемого топлива.

Все остальное ОЯТ размещается в пристанционных и приреакторных хранилищах, а также на предприятиях по переработке и централизованному хранению ОЯТ. Объемы

накопления, образования и переработки ОЯТ приведено на рис.2, а виды топлива, разме-

щенного во временных хранилищах на рис. 3.

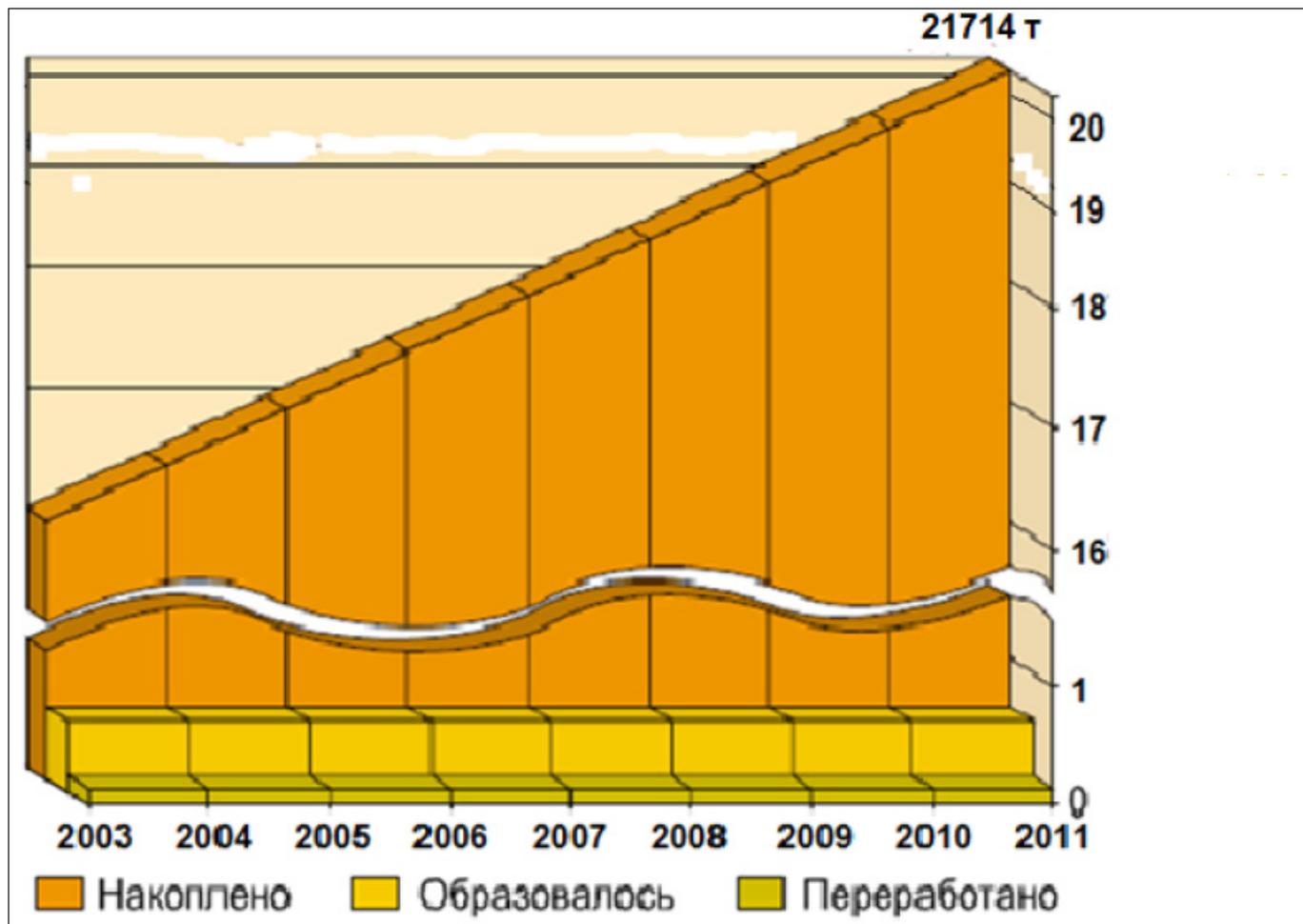


Рис. 2. Накопление, образование и переработка ОЯТ

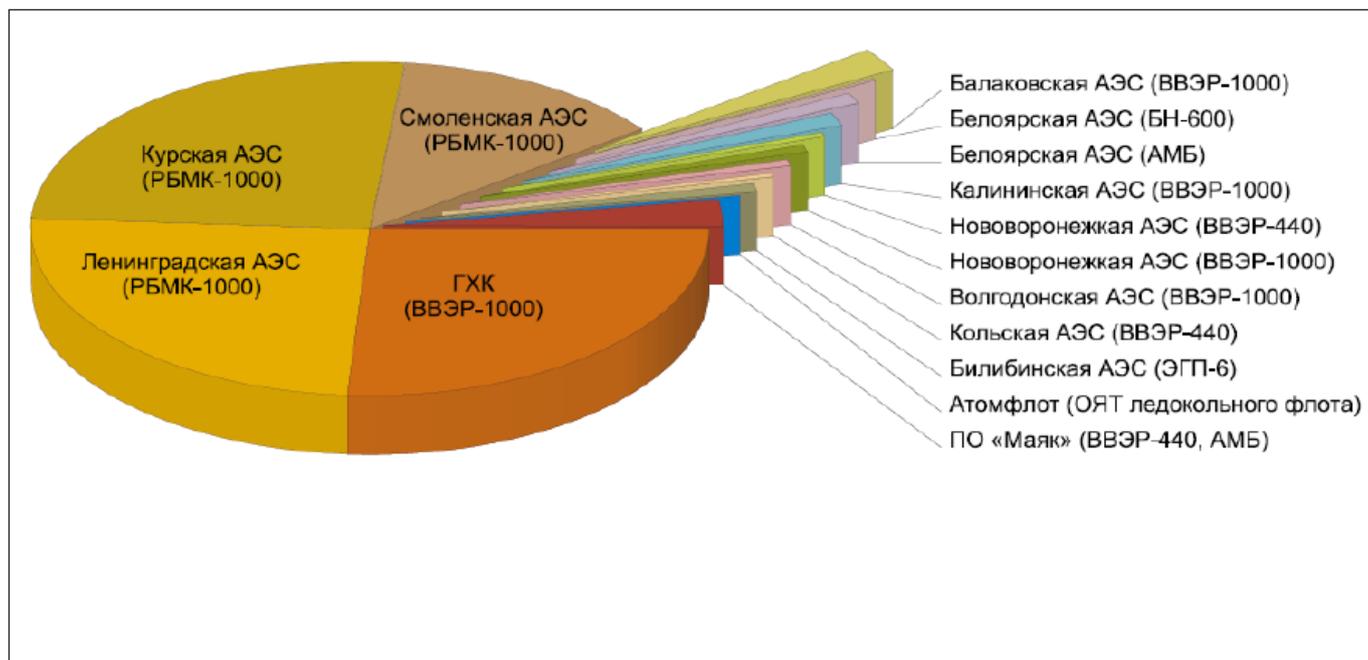


Рис. 3. Размещение ОЯТ на предприятиях России

Создание инфраструктуры по обращению с ОЯТ

Как видно из приведенных данных в настоящее время хранение ОЯТ осуществляется на 20 площадках, что не является оптимальным вариантом с точки зрения безопасности. Согласно рекомендациям МАГАТЭ по оценке рисков одним из критериев безопасности

является количество мест хранения ядерных материалов – чем меньше мест хранения, тем выше уровень безопасности. Поэтому в России на базе ФГУП «Горно-химический комбинат» (ГХК) в Железногорске создается федеральный комплекс по хранению и промышленной регенерации ОЯТ, включающий комплекс хранилищ ОЯТ реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000 и опытно-демонстрационный центр (ОДЦ) по переработке топлива ВВЭР-1000 (рис. 4).



Рис. 4. Федеральный комплекс по хранению и переработке ОЯТ

Комплекс по хранению и переработке ОЯТ создается на ГХК по нескольким причинам. Комбинат был построен для наработки и выделения оружейного плутония, и это определило его развитие. На предприятии было создано и функционировало одно из лучших в мире радиохимических производств по оружейному плутонию. Именно поэтому в 1970-х гг. было принято решение построить на ГХК завод РТ-2 по радиохимической переработке ОЯТ. Первым объектом на создаваемом заводе было мокрое хранилище на 6000 т ОЯТ, введенное в эксплуатацию в 1985 г., которое предназначено для технологической выдержки отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) реакторов ВВЭР-1000 перед переработкой. Регулярная перегрузка

ОЯТ в мокрое хранилище началась в 1986 г.

В мокром хранилище осуществляются технологические операции по приему, расхолаживанию, перегрузке ОТВС из транспортных контейнеров в чехлы хранения и непосредственное хранение ОТВС, а также вспомогательные операции, обеспечивающие безопасную эксплуатацию хранилища. Хранение ОТВС осуществляется в отсеках бассейна выдержки (рис. 5), заполненного химически очищенной и обессоленной водой. Минимальный уровень воды над ОТВС не менее 2,5 м, что обеспечивает защиту от всех видов излучений. Система водоснабжения хранилища замкнутая, без сбросов воды в окружающую среду.



Рис. 5. Общий вид бассейна выдержки ОЯТ

В конце 1980-х гг. строительство завода РТ-2 было прекращено, но эксплуатация мокрого хранилища продолжалась. В 1995 г. в связи с принятием международных соглашений о сокращении ядерных вооружений оборонный заказ на производство плутония был снят, и началась конверсия предприятия. Основными видами деятельности ГХК стали ВЭ объектов оборонного комплекса, транспортирование и хранение ОЯТ, эксплуатация мокрого хранилища ОЯТ, куда поступает топливо реакторов ВВЭР-1000 от российских АЭС и по международным соглашениям с АЭС Болгарии и Украины, а также хранение наработанного плутония.

После принятия решения о создании на базе ГХК федерального комплекса по хранению и промышленной регенерации ОЯТ мокрое хранилище вошло в его состав, а в рамках ФЦП ЯРБ проведена реконструкция хранилища. В результате реконструкции вместимость хранилища увеличена до 8600 т ОЯТ, а также значительно повышена сейс-

моустойчивость (усилен фундамент и строительные конструкции, облегчена кровля), строительные конструкции мокрого хранилища сохраняют целостность до 8,0 баллов по шкале MSK-64. Кроме того, произведена замена кранов на новые с увеличением их грузоподъемности, увеличена производительность и надежность системы охлаждения. В реконструированном мокром хранилище предусмотрена самотечная система охлаждения, обеспечивающая возможность необходимого орошения топлива при необходимом расходе воды на орошение одного отсека 20 м³/ч в случае полной потере источников энергоснабжения в течение 72 часов.

После завершения реконструкции впервые для объектов хранения ОЯТ выполнен детерминистский анализ запроектных аварий мокрого хранилища, результаты которого, подтвержденные экспертами МАГАТЭ, показали его полное соответствие критериям обеспечения безопасности для объ-

екта использования атомной энергии.

Следующим важным объектом, необходимым для эффективного функционирования комплекса по хранению и промышленной регенерации ОЯТ, является сухое хранилище ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Пусковой комплекс сухого хранилища ОЯТ

реакторов РБМК-1000 емкостью 8200 т введен в эксплуатацию в 2011 г. (рис. 6), и в настоящее время ведется строительство еще двух корпусов: один – для перевода на сухое хранение ОЯТ ВВЭР-1000, второй – для расширения сухого хранилища ОЯТ РБМК. В полном развитии комплекс хранения ОЯТ будет введен в эксплуатацию в 2015 г.



Рис. 6. Сухое хранилище ОЯТ реакторов РБМК-1000

Необходимость создания комплекса сухих хранилищ обусловлена двумя факторами. Поскольку промышленная переработка топлива ВВЭР-1000 начнется не ранее 2025 г., а мокрое хранилище предназначено для временного хранения, то необходимо технологически гарантировать более длительные сроки хранения ОЯТ. Для этого и требуется перевод ОТВС реакторов на сухое хранение, они хранятся в герметично заваренной ампуле в среде инертного газа, что полностью исключает коррозию.

Вторым фактором является неопределенность вопросов обращения с ОЯТ реакторов РБМК-1000 (рис. 1). К 2010 г. на площадках АЭС с реакторами РБМК-1000 размещено свыше 12 тыс. т. ОЯТ, емкости пристанционных хранилищ близки к исчерпанию, а сроки эксплуатации всех энергоблоков продлены на 15 лет. Поэтому приоритетной задачей является централизованное сухое хранилище, первая очередь которого позволит значительно их разгрузить. Полная вместимость сухого хранилища по топливу РБМК-1000 со-

ставит 20 тыс. т, что позволит ему принять все ОЯТ, которое наработают АЭС за весь срок своей службы. Исходя из планируемых темпов перевозок ~750 т/год, прием ОЯТ реакторов РБМК-1000 будет завершен до 2040 г.

В ФЦП ЯРБ создание пускового комплекса сухого хранилища топлива реакторов РБМК-1000 было определено как мероприятие № 1, а его проектирование и строительство было завершено за 8 лет. Проект хранилища прошел международную экспертизу в компании SGN (Франция), и все предложения, указанные в экспертном заключении, были учтены при сооружении объекта.

В рамках анализа и обоснования безопасности хранилища были проанализированы все события, включая такие крайне маловероятные нарушения и аварии, от падения на здание самолета до инцидентов с падением пучков ТВЭЛов в горячей камере на этапе комплектации пенала. Показано, что все эти события не приводят к выходу радио-

активных веществ за пределы хранилища.

В состав пускового комплекса хранилища вошли здание основной технологии с железнодорожными путями и коммуникациями, участок обращения с РАО, системы энерго-, водо- и газозавозоснабжения, а также охраны, спецканализации, дренажная сеть площадки, автодороги и проезды.

Хранилище представляет собой толстостенное (толщина стен более метра) здание монолитного железобетона с административным корпусом, узлом перегрузки и залом хранения. Здание расположено внутри укрепленного периметра физической защиты и противопожарных полос. Объект выдерживает прямое попадание самолета, выдерживает землетрясения 9,6 баллов по шкале MSK-64 при сейсмозонировании для территории 7 баллов и построен на основе пассивных принципов безопасности. В основе лежит принцип

естественной конвекции охлаждающего потока воздуха, за счет которой обеспечен надежный безопасный теплоотвод ОЯТ. Поэтому хранилище полностью автономно – в случае потери источников энергоснабжения будут сохранены все условия безопасного хранения ОЯТ.

Все технологические операции, связанные с перемещением ОЯТ, выполняются в автоматическом режиме с использованием технического зрения, что позволяет значительно снизить радиационную нагрузку на персонал и исключить влияние ошибок персонала на обеспечение безопасности хранения ОЯТ. Безопасное размещение ОЯТ на длительное хранение обеспечивается шестью базовыми операциями, которые начинаются с перегрузки контейнера с транспортного средства в технологическую цепочку хранилища и завершается размещением пенала на длительное хранение (рис. 7).

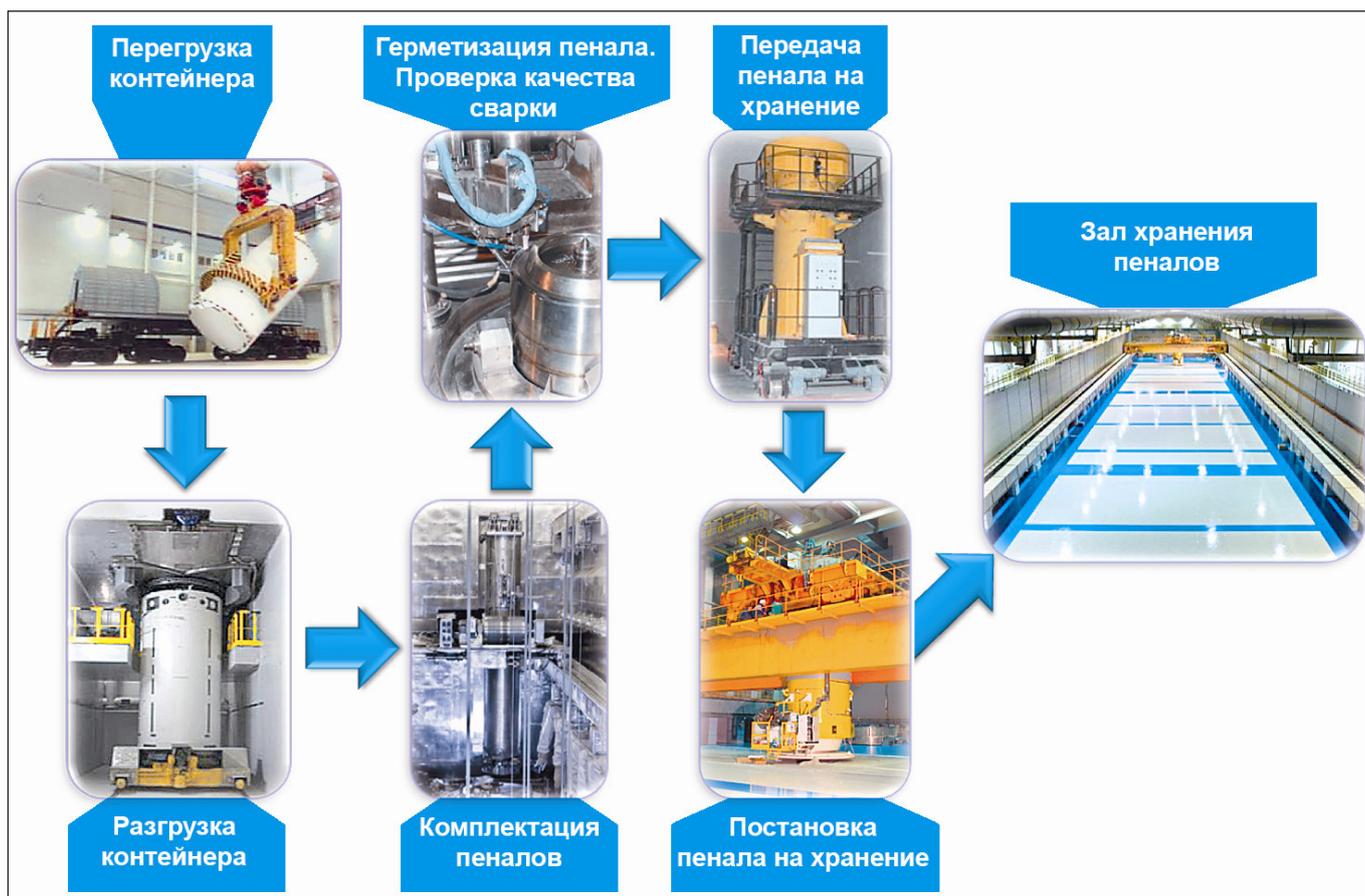


Рис. 7. Схема размещения ОЯТ реакторов РБМК-1000 на длительное хранение

вывоза ОЯТ в централизованное сухое хранилище начался в апреле 2012 г., когда на ГХК был принят первый эшелон с ОЯТ с Ленин-

градской АЭС, и топливо было размещено на хранение. Вывоз ОЯТ с Курской АЭС начался в III квартале 2013 г., а начало вывоза топлива со Смоленской АЭС запланировано на 2015 г.

Следует отметить, что в соответствии с принятой технологией в сухое хранилище размещаются только кондиционные герметичные ОТВС. Начало практических работ по разгрузке пристанционных хранилищ позволило концерну «Росэнергоатом» уточнить объемы ОЯТ РБМК-1000, не подлежащих размещению в сухом хранилище, выработать технические предложения по его минимизации за счет устранения механических дефектов, которые препятствуют его поступлению в технологическую цепочку перевода на сухое хранение. В отношении дефектного ОЯТ принято решение о его переработке на заводе РТ-1. Регулярный вывоз некондиционных ОТВС реакторов РБМК-1000 на переработку начался в декабре 2014 г., когда в ФГУП «ПО «Маяк» была отправлена первая партия некондиционных ОТВС с Ленинградской АЭС.

Таким образом, к настоящему времени на ГХК создана инфраструктура мощностью 16,8 тыс. т для хранения ОЯТ реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000, которая обеспечит вывоз ОЯТ из временных хранилищ всех отечественных АЭС в течение ближайших десятилетий. В 2015 г. планируется завершить строительство комплекса сухих хранилищ ОЯТ, что позволит разместить в нем практически все накопленное ОЯТ реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000. После 2015 г. начнется перегрузка в сухое хранилище выдержанного в мокром хранилище топлива ВВЭР-1000.

Россия является убежденным и последовательным сторонником замкнутого ядерного топливного цикла, поэтому долговременное

безопасное хранение ОЯТ являются важным, но не окончательным этапом жизненного цикла топлива. Реально завершающим этапом является переработка ОЯТ, обеспечивающая выделение делящихся нуклидов для рециклирования и вовлечение в топливный цикл и иммобилизацию радиоактивных продуктов деления, которая является оптимальным путем обращения с ОЯТ. Для решения проблемы ОЯТ, как образующегося при реализации программы развития ЯЭ, так и уже накопленного, планируется ввод в действие крупного перерабатывающего завода РТ-2, который будет создан после 2025 г. на основе инновационных технологий переработки ОЯТ, обеспечивающих значительное сокращение РАО.

В основе технологии действующих радиохимических заводов по переработке ОЯТ лежит водно-экстракционный процесс выделения из раствора топлива урана и плутония и их последующей очистки, экстрагентом в котором является раствор трибутилфосфата в углеродном растворителе. Недостатком данной технологии является необходимость сначала переводить ОЯТ из твердой фазы в жидкую, а затем наоборот. Это приводит к образованию большого количества разного вида отходов (табл. 4). Соответственно, требуется их перерабатывать путем концентрирования, отверждения и иммобилизации, что усложняет процесс и значительно повышает стоимость переработки ОЯТ. Ввиду сложности технологической схемы переработки ОЯТ на зарубежных заводах удельная стоимость переработки составляет ~1200 \$/кг ОЯТ.

Таблица 4. Удельный объем ЖРО, образующихся в процессе переработки ОЯТ легководных реакторов

Класс отходов	β -активность, Бк/л	α -активность, Бк/л	Удельный объем, мЗ/т	Доля в общем объеме ЖРО, %
ВАО	$>3,7 \cdot 10^{10}$	$>3,7 \cdot 10^8$	13	0,6
САО	$3,7 \cdot 10^5 - 3,7 \cdot 10^9$	$3,7 \cdot 10^4 - 3,7 \cdot 10^8$	78	4,4
НАО	$<3,7 \cdot 10^5$	$<3,7 \cdot 10^4$	1875	95

Главная нерешенная экологическая проблема действующих технологий переработки ОЯТ – образование большого количества низкоактивных жидких отходов, содержащих тритий и йод, которые французские заводы сбрасывают их в Ла-Манш, а британский THORP в Ир-

ландское море.

Для отработки технологий радиохимической переработки, обладающих лучшими экономическими и экологическими показателями по сравнению с действующими радиохими-

ческими заводами, в рамках ФЦП ЯРБ создается ОДЦ по переработке ОЯТ реакторов ВВЭР-1000, которые будут составлять основу ЯЭ в XXI веке. ОДЦ представляет ключевой технологический модуль, который в опытно-промышленном объеме в оптимальных условиях позволит отработать сразу несколько технологий многоуровневой радиохимической переработки ОЯТ нового поколения, позволяющих эффективно отделить на головных операциях тритий и йод для их исключения из сбросных потоков.

В процессе работы ОДЦ будут разработаны и проверены новые малоотходные технологии обращения с ОЯТ, отвечающие требованиям экономической эффективности и экологи-

ческой приемлемости, а также требованиям обеспечения режима нераспространения делющихся материалов. Помимо проверки инновационных технологий и оборудования будут определены критерии безопасности и экономические характеристики будущего крупномасштабного перерабатывающего производства. Кроме того, будет изучена возможность переработки ОЯТ в режиме заказа, то есть с задаваемыми заказчиком номенклатурой и качеством продуктов переработки.

Комплекс ОДЦ будет расположен на территории ГКК, в 4,3 км от Енисея и 9,7 км от Железнодорожского. Ситуационный план размещения ОДЦ приведен на рис. 8, а общий вид на рис. 9.

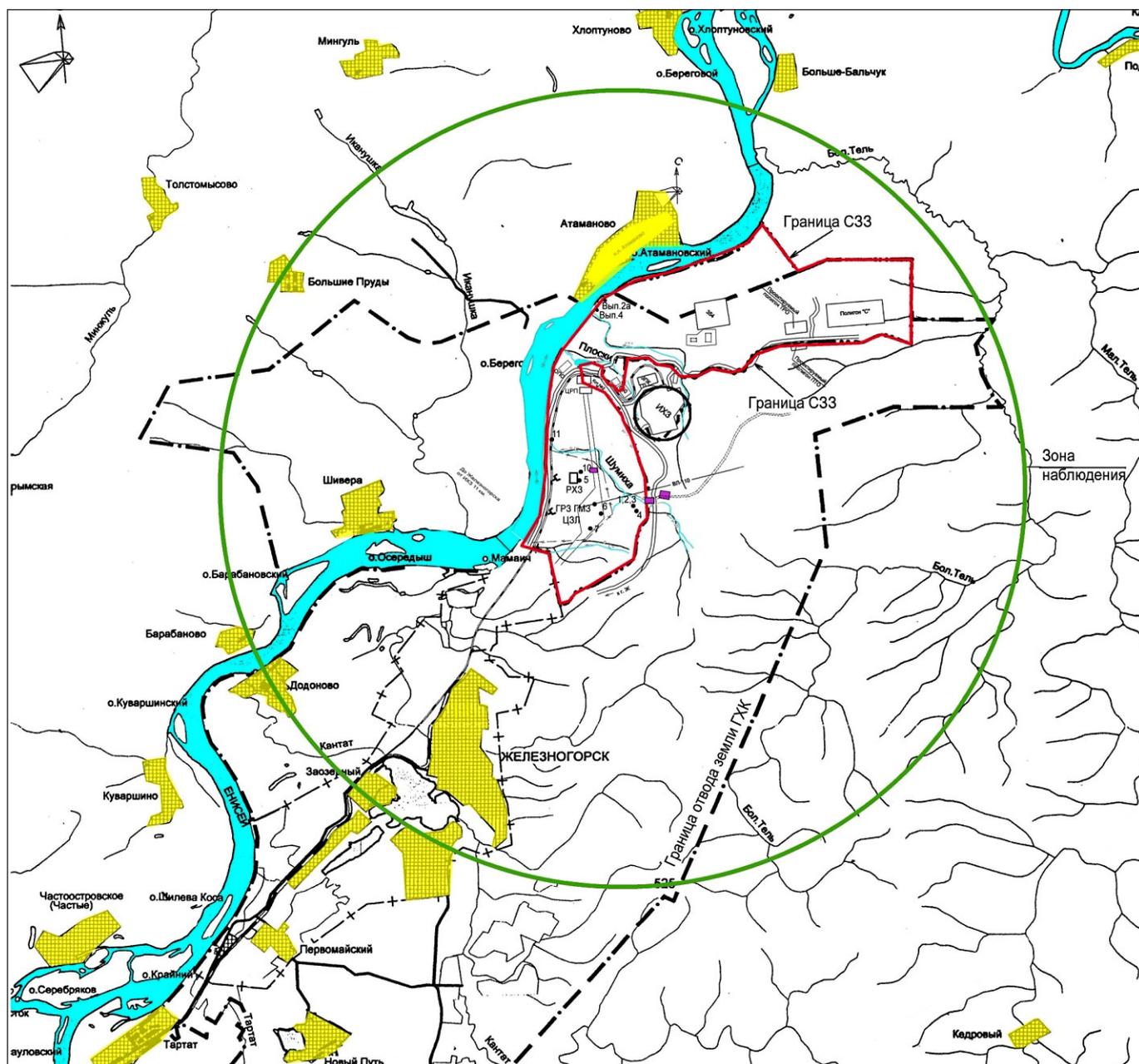


Рис. 8. Ситуационный план размещения ОДЦ. Зеленая линия – граница зоны наблюдения

Создание ОДЦ по переработке ОЯТ на площадке ГХК обусловлено тем, что на комбинате накоплен огромный опыт по обращению с ОЯТ, включая переработку в течение почти 50 лет облученных урановых блоков промышленных уран-графитовых реакторов, а также транспортирование и хранение ОЯТ энергетических реакторов. Наличие уже имеющейся инфраструктуры комбината значительно сократит расходы на создание центра. В создании ОДЦ совместно с ГХК участвуют ведущие научные и проектные организации России:

- ОАО «НПО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина» – разработка базовой технологии переработки ОЯТ;
- ОАО «ВНИИНМ им. академика А.А. Бочвара» – разработка технологии выделения и очистки продуктов переработки ОЯТ;

- ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ» – проектирование центра;
- ОАО «СвердНИИхиммаш» – разработка и изготовление нестандартизованного оборудования;
- ОАО «Бурейгэсстрой» – генеральный подрядчик строительства.

Проект ОДЦ по переработке ОЯТ, общий вид которого приведен на рис.9, разработан ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ» и получил положительное заключение Главгосэкспертизы России. Международная экспертиза проекта ОДЦ проводилась французскими специалистами, которые реализовали схему по переработке ОЯТ на заводе UP-3, и проект получил высокую оценку.



Рис. 9. Общий вид ОДЦ

В соответствии с законодательством в августе 2011 г. в администрации ЗАТО Железнодорожный проводились общественные слушания. Участникам слушаний были представлены материалы ОВОС по проекту «Создание опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) по переработке ОЯТ на основе инновационных технологий». Предметов разногла-

сий между общественностью и заказчиком выявлено не было, и объект получил одобрение.

Лицензия Ростехнадзора на сооружение ОДЦ была получена в конце 2012 г. и в 2013 г. началось его строительство. В полном объеме производство планируется запустить в 2018 г.,

а выделенный из проекта пусковой комплекс ОДЦ будет сдан в эксплуатацию в 2015 г.

ОДЦ размещается рядом с действующим комплексом по хранению ОЯТ – мокрым хранилищем ОЯТ ВВЭР-1000 и сухим хранилищем ОЯТ РБМК-1000. Основной технологический корпус центра примыкает к хранилищам ОЯТ ВВЭР-1000 и состыкован с мокрым хранилищем (рис. 4). Такое размещение обеспечивает непосредственную передачу топлива из хранилища на переработку в ОДЦ.

Здание ОДЦ состоит из двух блоков (рис. 9). Производственный блок представляет собой прямоугольник с габаритами 198,8*63,85 м с пристраиваемой галереей перегрузки ОЯТ. В производственном блоке расположены:

- каньоны и камеры, где установлено технологическое оборудование для проведения основных технологических процессов по базовой технологии переработки ОЯТ ВВЭР-1000;
- исследовательские камеры для проведения опытных операций по уточнению технологических режимов переработки ОЯТ ВВЭР-1000 и по переработке ОЯТ различного вида (РБМК, БН и МОХ);
- камеры и боксы, в которых осуществляется аналитический контроль;
- трубные коридоры с технологическими трубопроводами с запорной арматурой, по которым осуществляется передача технологических продуктов между аппаратами и пневмопочтой для доставки проб в аналитическую лабораторию;
- монтажные залы и ремонтные зоны для технического обслуживания, ремонта и наладки технологического оборудования;
- приточные и вытяжные вентиляционные камеры;
- фильтры для очистки вентиляционного воздуха рабочих зон;
- временные хранилища целевых продуктов переработки ОЯТ, остеклованных ВАО и цементированных САО;
- центральный щит управления технологическим процессом;
- помещения, где установлено вспомогательное оборудование (компрессоры, вакуумные насосы и др.);
- помещения для обеспечения ОДЦ реа-

гентами.

К концу 2014 г. выполнен основной объём строительных работ по зданию ОДЦ. В связи с близостью действующих мокрого и сухого хранилищ ОЯТ при обустройстве свайного поля для фундамента здания генеральный подрядчик ОАО «Буреягэсстрой» применил нестандартную буронабивную технологию, которая позволила избежать сотрясений грунта и гарантировать высокую безопасность хранения ОЯТ по соседству со стройплощадкой.

В 2015 г. строители выполняют стыковку ОДЦ с мокрым хранилищем ОЯТ и внутреннюю отделку помещений первой очереди, монтажники смонтируют технологическое и вспомогательное оборудование пускового комплекса, а службы главного инженера изотопно-химического завода проведут пусконаладку оборудования исследовательских горячих камер.

Будучи опытным центром для отработки технологий и прототипов промышленного оборудования для переработки ОЯТ легководных реакторов ОДЦ предназначен для решения следующих задач:

- отработка новых технологических схем обращения с ОЯТ АЭС для выдачи исходных данных на создание крупномасштабного перерабатывающего завода;
- оптимизация схемы обращения с технологическими РАО, обеспечивающей перевод долгоживущих радионуклидов в компактные и безопасные формы для хранения и/или захоронения ВАО;
- разработка нового перспективного оборудования с получением инженерно-технологических данных для создания завода экономически эффективной производительности;
- оценка возможности переработки ОТВС с «проблемным» топливом;
- разработка новых компоновочных решений при проектировании радиохимических объектов с получением инженерно-технических данных для создания завода нового поколения.

На ОДЦ должна быть проверена технологическая схема переработки ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 с выгоранием до 50 ГВт*сут./т, которая должна обеспечить отсутствие сбросов в окружающую среду жидких НАО и снижение

общих затрат на переработку ОЯТ. Структура ОДЦ также обеспечит возможность проведения крупномасштабных научных исследований в области переработки различного вида ОЯТ не только тепловых реакторов, но и реакторов на быстрых нейтронах, обращения с различными видами РАО.

Основой центра станет пилотная установка с годовой производительностью от 100 т, обеспечивающая полный цикл переработки ОЯТ по базовой технологии. В состав ОДЦ также войдут исследовательские камеры для отработки отдельных операций новых процессов и технологий переработки ОЯТ на реальных образцах в укрупненном лабораторном масштабе с производительностью до 5 т ОЯТ в год. Дополнительно к перерабатываемому комплексу в составе ОДЦ будут аналитический комплекс, узел переработки РАО, хранилище урановых, плутониевых и нептуниевых продуктов, а также хранилища ВАО и САО.

Помимо доведения до промышленного уровня инновационных технологий переработки ОЯТ, задачами центра являются испытания и доработка новых видов оборудования, используемого при радиохимической переработке ОЯТ энергетических реакторов. Результатом работы ОДЦ должны стать исходные данные, на основании которых будет спроектирован круп-

номасштабный завод по переработке ОЯТ нового поколения, который планируется разместить на промплощадке ГХК. Затем ОДЦ приступит к переработке ОЯТ различного типа.

Исходным сырьем для ОДЦ является ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 с выгоранием не более 50 ГВт·сут./т и временем выдержки не менее 7 лет. Конечными продуктами переработки ОЯТ по базовой технологии являются:

- Порошок закиси-оксида урана U_3O_8 . Коэффициент очистки урана от гамма-излучающих продуктов деления составит 10⁻⁷;
- Порошок смешанных оксидов урана, плутония и нептуния. Коэффициент очистки плутония по базовой технологии от гамма-излучающих продуктов деления составит ~10⁻³.

Режим работы ОДЦ – 300 суток в год, производительность по базовой технологии – 250 т ОЯТ в год (~ 2 ОТВС в сутки).

В качестве базовой технологии переработки ОЯТ ВВЭР-1000 на ОДЦ положена разработанная в Радиовом институте инновационная технология «упрощенный ПУРЕКС-процесс», все основные операции которой были проверены на образцах ОЯТ ВВЭР-1000 в лабораторных условиях. Схема базовой технологии переработки ОЯТ на ОДЦ приведена на рис. 10.

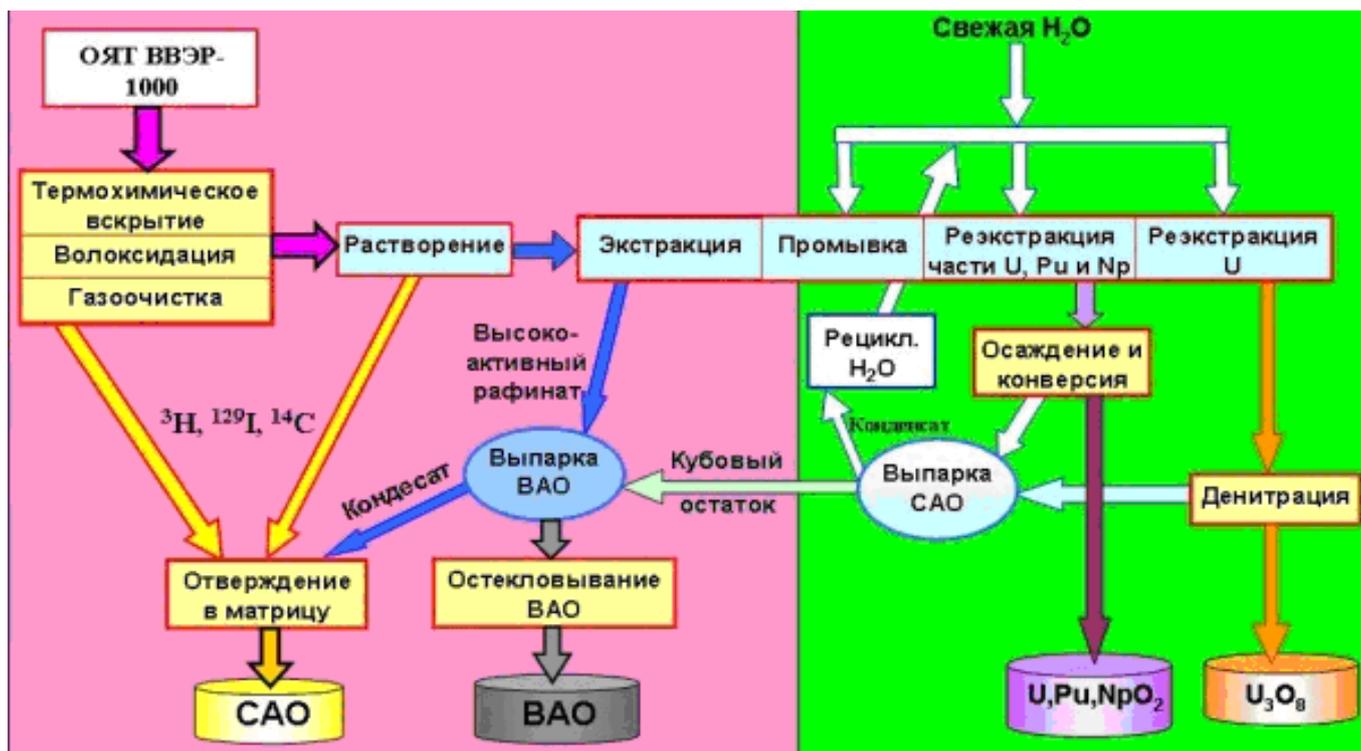


Рис. 10. Схема переработки ОЯТ ВВЭР-1000 по базовой технологии на ОДЦ

Основной задачей данной технологии является получение фракций урана, плутония и нептуния и основного количества урана как целевых продуктов для рециклирования в реакторах на быстрых нейтронах. Другая важная задача заключается в предотвращении сбросов в окружающую среду жидких технологических РАО, которая решается путем отгонки трития и других летучих продуктов деления на головных операциях до растворения ОЯТ.

Главнейшими технологическими переделами базовой технологии на ОДЦ, имеющими мировую новизну, как с точки зрения технологической схемы, так и оборудования являются:

- Термохимическое вскрытие и фрагментирование ОТВС;
- Волоксияция топлива после фрагментирования ОТВС (перевод UO_2 в U_3O_8), позволяющая улучшить кинетику вскрытия ОЯТ и отогнать в газовую фазу более 99 % трития, частично углерод-14, йод-129 и радиоактивные благородные газы;
- Улавливание йода-129 в минералоподобных матрицах и трития на цеолите с коэф-

фициентами очистки газовой фазы более 99,99 %;

- Растворение ОЯТ в режиме конверсии, увеличивающее полноту вскрытия и повышающее концентрацию урана в растворе до 800 г/л;
- Осветление высококонцентрированных растворов ОЯТ осуществляется посредством высокотемпературной обработки и центрифугированием на высокоскоростных центрифугах. Эта операция позволяет выделить из раствора ОЯТ основные осадкообразующие элементы и тем самым минимизировать образование осадков на экстракционных переделах;
- Выделение, очистка и разделение целевых компонентов по одноциклической экстракционной схеме.

Ключевыми операциями базовой технологии являются термохимическое вскрытие циркониевой оболочки и волоксияция топливной композиции. Термохимическое вскрытие ОТВС осуществляется на установке «Хруст», разработанной и изготовленной ОАО «СвердНИИхиммаш». Общий вид установки «Хруст» приведен на рис. 11.



Рис. 11. Установка «Хруст». Вид нагревателя, ампулы для ОЯТ и пробки

Принцип работы данной установки основан на резкой потере прочности циркония под действием высокой температуры ($\sim 1000^\circ\text{C}$) в азото-кислородной атмосфере. Технико-экономические исследования по сопоставлению различных технологий переработки ОЯТ показали, что использование установки «Хруст» дает значительный экономический эффект по сравнению с традиционной рубкой за счет уменьшения габаритов.

После термохимического разрушения оболочки при температуре $\sim 500^\circ\text{C}$, кристаллическая решетка UO_2 разрушается и окисляется до U_3O_8 , топливо рассыпается, и тритий легко отгоняется с последующим улавливанием на операции газоочистки и включением в специальную матрицу. Именно этот технологический прием обеспечивает отгонку трития до растворения ОЯТ и, соответственно, его непопадание в жидкую фазу.

Последующая операция – растворение волоксидированного ОЯТ (U_3O_8) в азотной кислоте – происходит значительно быстрее, чем неокисленного топлива в виде UO_2 . При этом получается раствор с высокой концентрацией урана, использование которого резко сокращает количество высокоактивного рафината первого экстракционного цикла до небольшого объема, что значительно упрощает последующую выпарку. Извлечение из рафината первого экстракционного цикла циркония, образующего осадки на выпарке ВАО, значительно упрощает обращение с РАО. Кроме того, сокращение объема высокоактивного рафината уменьшает объем конденсата на выпарке ВАО, что позволяет направить на отверждение небольшой объем цементоподобной матрицы. В результате этого удастся прекратить сброс жидких РАО в окружающую среду и организовать замкнутый водооборот. Схема экстракционной переработки ОЯТ приведена на рис. 12.

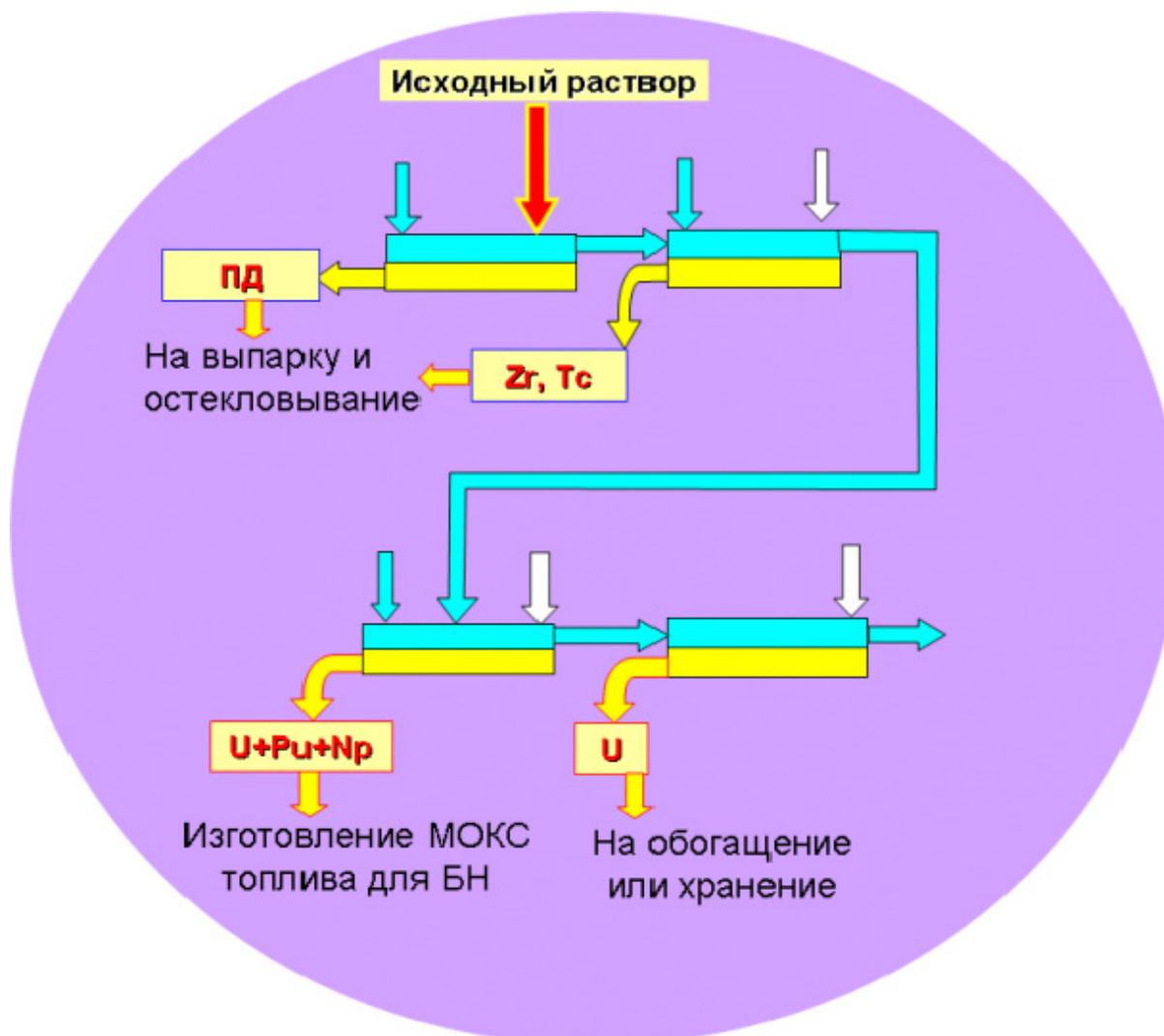


Рис. 12. Схема экстракционной переработки ОЯТ на ОДЦ

Базовая технология переработки ОЯТ (рис. 10) построена таким образом, что кубовый остаток от выпарки CAO направляется на выпарку ВАО. Этот технологический прием позволяет перевести CAO за счет концентрирования и уменьшения объема в категорию ВАО и затем отправить на остекловывание в боросиликатное стекло по одностадийному процессу.

Остекловывание ВАО осуществляется в печи камерного исполнения с дистанционным обслуживанием. В боросиликатную матрицу

включаются все осколочные и долгоживущие трансплутониевые элементы со степенью наполнения до 20 % от массы компаунда.

В табл. 5 приведен состав технологических РАО, образующихся при переработке ОЯТ реакторов ВВЭР-1000, за исключением металлических деталей ОТВС. Видно, что при переработке ОЯТ по базовой технологии ОДЦ образуются только отвержденные технологические отходы, а содержится в конденсате от упаривания CAO вода рециклируется.

Таблица 5. Состав технологических РАО, образующихся при переработке ОЯТ ВВЭР-1000 и объем рециклируемой воды для базовой технологии ОДЦ

№	Наименование	Количество
1	Объем боросиликатного стекла (при 15 % включении по сумме оксидов)	0,15 м ³ /т
2	Объем отвержденных CAO в цементоподобной композиции, включающих конденсат от упаривания ВАО	1,9 м ³ /т
3	Объем рециклируемой воды, в том числе:	8,8 м ³ /т
	- после упаривания CAO	2,8 м ³ /т
	- после денитрации	6,0 м ³ /т

По оценкам экспертов, базовая технология переработки ОЯТ позволит достичь высокой рентабельности производства. Новые технические решения, которые будут реализованы на ОДЦ, позволят снизить стоимость переработки до уровня около ~600 \$/кг ОЯТ, в отличие от зарубежных конкурентов, где переработка ОЯТ в среднем обходится ~1200 \$/кг ОЯТ.

К настоящему времени выполнены практически все задачи первого этапа создания пускового комплекса ОДЦ. Разработана аппаратно-технологическая схема ОДЦ, и на стендах по испытанию и доводке технологического оборудования на ГХК, СвердловНИИхиммаша и Радиевого института изготовлены и испытаны макеты отдельных узлов экспериментального оборудования.

В течение 2014 г. в подземных лабораториях Центра инновационных компетенций ГХК радиохимии изотопно-химического завода успешно провели сквозную проверку усовершенствованной базовой технологии ОДЦ на реальных образцах 8 кг ОЯТ ВВЭР-1000. В горячих камерах отработаны и проверены

ключевые операции по основным переделам, начиная с термохимического вскрытия ОЯТ и заканчивая остекловыванием жидких ВАО.

Проведенные экспериментальные исследования подтвердили принципиальное преимущество разработанной в ОАО «НПО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» усовершенствованной технологии – возможность глубокой очистки урана и плутония уже на первом экстракционном цикле. Доказано, что содержание высокоактивных осколков деления в уран-плутониевом экстракте не превышает значения, которое в базовом варианте достигается только на втором экстракционном цикле.

В лабораторных испытаниях также подтвердились высокие эффективность и качество центрифуг, которые были изготовлены на ОАО «СвердНИИхиммаш» специально для ОДЦ. Они эффективно осаждают самые тонкие взвеси и механические примеси, образующиеся при растворении ОЯТ. По данным специалистов Центра инновационных компетенций ГХК, на экстракционный передел в горячие камеры поступали идеально прозрачные растворы.

Таким образом доказано, что технология переработки ОЯТ на ОДЦ, характеризующаяся как радиохимическая технология поколения 3+ и позволяющая исключить выбросы йода и трития в окружающую среду, а также избавиться

от сбросов ЖРО, действует и может быть перенесена из лаборатории в промышленный масштаб на ОДЦ. Сравнение технологий ОДЦ и действующих перерабатывающих заводов по образующимся РАО приведено в табл. 6.

Таблица 6. Сравнение ОДЦ и действующих перерабатывающих заводов по образующимся РАО

Виды образующихся РАО	Объемы образующихся РАО, м ³ /т ОЯТ		
	Технологии 1-го поколения	Технологии 2+ поколения	Технологии 3+ поколения
	(РТ-1)	(УР-3)	(ОДЦ)
Остеклованные ВАО	~1	0,12	0,075
Отвержденные САО	~40	~1,6	~1,6
Сбросные жидкие НАО	~100	~100, сброс в море	-

Как уже отмечалось, главное целевое назначение использования продуктов переработки ОЯТ является их вовлечение в топливный цикл. Технологии использования регенерированных урана и плутония для изготовления топлива тепловых реакторов широко применяются во Франции и Великобритании, однако, МОКС-топливо для них содержит ~15 % плутония. Более полное использование (до 30 %) плутония возможно только в реакторах на быстрых нейтронах, мировым лидером по изготовлению и эксплуатации которых является Россия. Поэтому на ГХК создается производство МОКС-топлива для реактора БН-800 на основе регенерированных на ОДЦ ядерных материалов.

Данная концепция решает одну из задач создания замкнутого ЯТЦ, позволяя значительно сократить объемы ОЯТ действующих АЭС и количество нарабатываемых РАО. Помимо решения вопроса топливообеспечения реакторов БН-800 и перспективного БН-1200 создаваемое производство МОКС-топлива позволит утилизировать часть уже накопленного плутония, применив его в топливной композиции для тепловыделяющих сборок быстрых реакторов.

Создаваемое производство размещается в подгорной части ГХК на глубине 250 м (рис. 13) на площадке действующего радиохимического завода.



Рис.13. Штольня для размещения завода по производству МОКС-топлива

Функционально создаваемое производство МОКС-топлива характеризуется четырьмя укрупненными переделами:

- переочистка диоксида плутония;
- производство топливных таблеток;
- сборка тепловыделяющих элементов;
- сборка тепловыделяющих сборок (конечная продукция).

В настоящее время завершено строительство цеха по производству МОКС-топлива для реактора БН-800. Большая часть оборудования цеха российского производства, часть – немецкого и французского. Производство было создано за 2,5 года. Выпущена первая промышленная партия в количестве 20 кг МОКС-

таблеток с высокой концентрацией делящихся материалов, которые соответствуют всем техническим требованиям, что является доказательством работоспособности технологии. Производство полностью автоматизировано, и проходит без участия человека. Также технология, применяемая на производстве, позволяет изготавливать МОКС-топливо и для реактора ВВЭР-ТОИ.

Кроме того, помимо более высокой концентрации плутония и возможности многократной переработки ОЯТ при этой технологии, производство МОКС-топлива на ГХК превосходит действующий французский завод «Мелокс» (табл. 7).

Таблица 7. Сравнение основных показателей производства МОКС-топлива

№	Показатель	МОКС ГХК	Мелокс
1	Производительность, ТВС/год	400	250
2	Численность персонала, чел.	463	420
3	Удельная численность персонала, чел./ТВС	1,2	1,7

Важнейшей задачей экологичности создаваемых на ГХК системы переработки ОЯТ и производства МОКС-топлива является эффективное и безопасное обращение с образующимися РАО. В соответствии с ФЗ от 11.07.2011 г. № 190 «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» все образующиеся и накопленные РАО подлежат обязательному захоронению.

Создание подземной исследовательской лаборатории

Российская концепция обращения с РАО в полном соответствии с международными принципами рекомендациями МАГАТЭ, предусматривает, что все ВАО и долгоживущие САО, составляющие ~0,5 % и ~5 % всех накопленных РАО соответственно, подлежат захоронению в твердом или отвержденном виде в глубоких стабильных геологических формациях.

В настоящее время законченных объектов окончательной изоляции РАО в мире не существует. Дальше всех в этом направлении продвинулись шведы и финны, ко-

торые прошли все экспертизы, получили необходимые лицензии и согласования муниципальных властей и приступили к строительству. Ввод в эксплуатацию объектов захоронения ВАО и ОЯТ в Финляндии запланирован в 2020 г., а в Швеции – в 2025 г.

В соответствии с рекомендациями МАГАТЭ и международным опытом обязательным первоначальным этапом сооружения объекта окончательной изоляции РАО является создание подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) с целью обоснования безопасности захоронения.

После предварительно изучения и выбора возможноместаразмещения ПИЛ создаются для:

- уточняющих исследований изолирующих свойств и других характеристик вмещающего массива горных пород, подтверждающих его пригодность для безопасного захоронения ВАО и долгоживущих САО;
- исследований и обоснования изолирующих свойств системы инженерных барьеров;
- отработки технических решений и транспортно-технологических схем строитель-

ства и эксплуатации будущего объекта окончательной изоляции РАО.

В настоящее время в мире создано несколько ПИЛ, которые по назначению подразделяются на два типа. В местах, где строительство объекта захоронения РАО не планируется, ПИЛ создаются только для исследователь-

ских целей. С целью уменьшения затрат на строительство и упрощения процедур получения разрешений регулирующих органов при создании таких ПИЛ часто используют имеющиеся подземные выработки, например, бывшие рудники. Примеры таких исследовательских ПИЛ приведены в табл. 8.

Таблица 8. Подземные лаборатории для исследований

№	Название, страна	Тип сооружений	Порода	Глубина, м
1	Ассе, Германия	Бывшие соляные копи	Массив соли	450-900
2	Тоно, Япония	Бывший урановый рудник	Осадочные породы	150
3	Камаиси, Япония	Бывший медно-железный рудник	Гранит	300-700
4	Гримзель, Швейцария	Выработки, пройденные из тоннеля	Гранит	450
5	Мон Терри, Швейцария	Выработки, пройденные из тоннеля	Твердые глины	400
6	Моле, Бельгия	Выработки, пройденные из тоннеля	Глины	230
7	Оскарсхамм*, Швеция	Выработки, пройденные из тоннеля	Гранит	500

В ПИЛ данного типа проводятся натурные исследования в массиве-аналоге, отработка технологических операций по обращению с РАО и подготовке их к захоронению, а также создание инженерных барьеров. Однако проведенные исследования характеристик массива и его изолирующих свойств, а также обоснование пригодности участка возможно использовать только для предварительных оценок, т.к. геологическая среда будущего реального объекта почти всегда может отличаться от исследований.

Более эффективно создание ПИЛ в месте, где на основе геофизических исследований и геологического бурения предварительно определена возможность создания объекта захоронения РАО. В пределах планируемого объекта ПИЛ второго типа создается для выполнения уточняющих исследований и экспериментов. Действующие в настоящее время ПИЛ для дополнительных исследований при-

ведены в табл. 9.

Экспериментальные работы в месте будущего пункта захоронения ВАО включают:

- комплексные геофизические и лабораторные исследования физико-химических и фильтрационных характеристик массива пород;
- отработку технологических операций создания инженерных барьеров;
- отработку технологических операций по обращению с РАО;
- демонстрацию безопасности всех операций при эксплуатации будущего объекта.

В России практически все ВАО и долгоживущие САО накоплены на трех предприятиях – ГХК, СХК и ПО «Маяк», и в перспективе основной объем таких отходов будет нарабатываться на ГХК. Поэтому экономически целесообразно создание одного федерального могильника в глубоких геологических формациях.

* ПИЛ на площадке АЭС «Оскарсхамм» рассматривалась и как объект окончательного захоронения ВАО и ОЯТ

Таблица 9. Подземные лаборатории для уточняющих исследований и экспериментов

№	Название, страна	Тип сооружений	Порода	Глубина, м
1	Онкало, Финляндия	Выработки, пройденные из тоннеля	Гранит	500
2	Мез, Франция	Выработки, пройденные из тоннеля	Твердые глины	450-800
3	Конрад, Германия	Бывший железный рудник	Известняк, перекрытый глинистыми сланцами	800
4	Морслебен ¹ , Германия	Бывшие соляные копи	Соляной купол	500
5	Горлебен ² , Германия	Бывшие соляные копи	Соляной купол	800
6	Юкка Маунтин ³ , США	Выработки, пройденные из тоннеля	Слоистый туф	300
7	Эстхаммар ⁴ , Швеция	Выработки, пройденные из тоннеля	Гранит	50-500

По результатам комплексных геологических, геофизических и гидрогеологических исследований, проведенных в 90-х годах прошлого столетия, организациями Минатома, Миннауки, Российской Академии наук для безопасной окончательной изоляции ВАО от окружающей среды был выделен ряд потенциальных площадок в северной части Нижнеканского гранитоидного массива в Красноярском крае. Нижнеканский массив – один из крупнейших породных массивов Средней Сибири, площадь которого превышает 1,5 тыс. км².

Принципиальную возможность сооружения могильника ВАО показали предпроектные проработки, проведенные ВНИПИпромтехнологии. Многолетние натурные исследования с использованием 125 скважин глубиной до 30 м подтвердили, что на участке Нижнеканского гранитоидного массива выделен стабильный блок однородных ненарушенных пород основного состава, залегающий на глубинах от 300 м и имеющий мощность до 2000 м.

Гранитные и габбро-диоритовые комплексы, слагающие Нижнеканский массив, обладают высокими прочностными свойствами и низкими фильтрационными показателями (возраст вод на глубинах более 200 м достигает несколько десятков тысяч лет). Это и позволяет выделять эту территорию как перспективную для создания подземных сооружений, которые могут быть использованы для безопасного длительного хранения ВАО.

В 2005 г. на основе результатов исследований была выделена площадка площадью 70 км², на которой в дальнейшем рекомендовано проводить детальные инженерно-геологические изыскания. Работы проводились поэтапно, с последовательным сокращением площади и увеличением плотности размещения точек исследований. В результате выбрана площадка площадью 25 км², расположенная на участке «Енисейский» в 4 км от ГХК и 4,5 км от Енисея, в пределах ЗАТО Железногорск (рис. 14).

¹ В период с 1971 до 1998 г. было размещено ~36,7 тыс.м³ САО и НАО и ~6,6 тыс.м³ химических отходов. В 1998 г. хранилище закрыто и исследования прекращены;

² Исследования проводились в течение 40 лет, однако, в 2013 г. по политическим причинам проект закрыт;

³ В настоящее время отказались от размещения ВАО и ОЯТ на участке размещения ПИЛ;

⁴ ПИЛ на глубине 50 м будет развиваться для захоронения НАО и короткоживущих САО, а на глубине 500 м будет создан могильник ВАО и ОЯТ



Рис. 14. Площадка для размещения могильника ВАО

Для оценки обоснованности выбора площадки были проведены и продолжают проводиться всесторонние исследования характеристик массива горных пород в районе предполагаемого строительства. На основании предыдущих исследований и выводов геологов Красноярского края по результатам исследований 1992-2005 гг. составлена сводная оценка перспективности участка «Енисейский». Согласно этой оценке:

- в пределах участка выявлен устойчивый, относительно однородный блок размером 2,0x2,5 км и вертикальной мощностью более 4 км, отвечающий требованиям к размещению подземной геолого-геофизической лаборатории;
- геофизические поля над блоком не имеют аномалий;
- возраст пород на горизонте размещения

подземных сооружений объекта – более 1,8 млрд лет, возраст подземных вод на глубинах более 200 м – около 7 тыс. лет;

- выделяемые разломы затухают с глубиной и характеризуются слабоконтрастными аномалиями, что свидетельствует об их «залеченности» и отсутствии тектонической активности на современном этапе;
- массив скальных пород характеризуется стабильным тектоническим режимом, что подтверждается полевыми наблюдениями рельефа, анализом топографических карт, данными геодезических замеров скоростей вертикальных движений земной поверхности. Средняя скорость поднятий за последние 5 млн лет не превышает 0,08-0,09 мм/год (~9 м за 100 тыс. лет), что отражает слабую тектоническую активность участка;
- район характеризуется низкой сейсми-

ческой активностью: 7 баллов по шкале MSK-64. Максимальное расчетное землетрясение для подземных сооружений, расположенных на глубинах более 400 м – 5 баллов.

Выполненные исследования позволили предварительно рекомендовать участок для дальнейших изысканий.

Независимо Енисейский участок изучали немецкие специалисты, результаты которых были учтены, но решения принимались в рамках российского нормативно-правового поля с учетом мнения самых разных экспертов, ученых и специалистов, а также проведения государственных экспертиз, общественных слушаний и получения лицензий

В подземных сооружениях ГХК в течение 40 лет под руководством ВНИПИпромтехнологии проводятся разносторонние исследования геомеханических и физико-химических процессов в массиве пород в условиях длительного теплового воздействия теплообменников подземных ядерных реакторов. Указанный комплекс подземных сооружений, расположенный в аналогичном массиве горных пород на расстоянии менее 5 км от будущего объекта, совместно с исследовательскими скважинами и измерительной аппаратурой может рассматриваться в качестве ПИЛ первого типа.

К началу 2011 г. на выделенной площадке с использованием 11 глубоких геологоразведочных скважин (7 глубиной 600-700 м и 4 – 200 м) выполнены инженерно-геологические изыскания с полным отбором керна и комплексом геофизических и гидрогеологических исследований. Проведены сейсмические исследования с поверхности и исследования напряженного состояния массива пород на глубинах до 500 м. По результатам исследований определены следующие характеристики массива горных пород:

- структурно-тектонические характеристики массива горных пород благоприятны для создания объекта захоронения долгоживущих РАО. Массив характеризуется стабильным тектоническим режимом;
- породы относятся к категории от средне- до высокопрочных;
- выявленные зоны трещиноватости, свя-

занные с долгоживущими крутопадающими тектоническими нарушениями древнего заложения, направлены вниз и в сторону от Енисея и заполнены карбонатным, полевошпатным материалом, кварцем или глинистыми породами. Все отмечаемые трещины не имеют сквозного системного характера, а развиваются только на коротких интервалах;

- присутствия воды в зонах трещиноватости на глубинах 300-700 м не отмечается, что подтверждается результатами опытно-фильтрационных исследований;
- подземные воды – слабощелочные (рН=7-9), что обеспечит низкую растворимость долгоживущих трансурановых изотопов в подземных водах;
- планируемое расположение подземных сооружений объекта (на 120 м глубже местного базиса дренирования – русла Енисея) исключает поступление подземных вод в поверхностные водные объекты. При этом коэффициенты фильтрации в диапазоне глубин от 360 до 650 м имеют значения $\sim 6 \cdot 10^{-4}$ м/сутки, характерные для водоупоров.

Данные результаты исследований были направлены на экспертизу в ФБУ «Государственная комиссия по запасам полезных ископаемых». По результатам изучения представленных материалов получено положительное экспертное заключение и признано, что по геологическим, гидрогеологическим, тектоническим и сейсмическим условиям исследуемый участок является перспективным для дальнейшего изучения с целью обоснования его пригодности для изоляции радиоактивных отходов в интервале глубин 450-550 м.

Участок был также признан соответствующим рекомендациям МАГАТЭ и требованиям НП-055-04 и рекомендован для дальнейшего геологического изучения с целью окончательной оценки его пригодности для окончательной изоляции РАО. В заключении отмечено, что массив скальных пород на исследуемой площадке по изолирующим свойствам не уступает участкам в Швеции и Финляндии, где принято решение, в том числе при поддержке местного населения, создать объекты подземного захоронения ОЯТ и ВАО.

По результатам выполненных исследований и с учетом замечаний экспертного заключения разработан «Отчет по оценке воздействия на окружающую среду при создании объекта окончательной изоляции РАО» (ОВОС), который в июле 2012 г. был поддержан на общественных слушаниях в ЗАТО Железногорск.

В настоящее время для подтверждения и научного обоснования соответствия геолого-

гидродинамических условий выбранной площадки требованиям безопасности подземной изоляции отвержденных ВАО и долгоживущих САО выполняются проектно-изыскательские работы по созданию ПИЛ на площадке Нижнеканского массива. Характеристики пород массива в месте расположения создаваемой лаборатории приведена на рис.15.

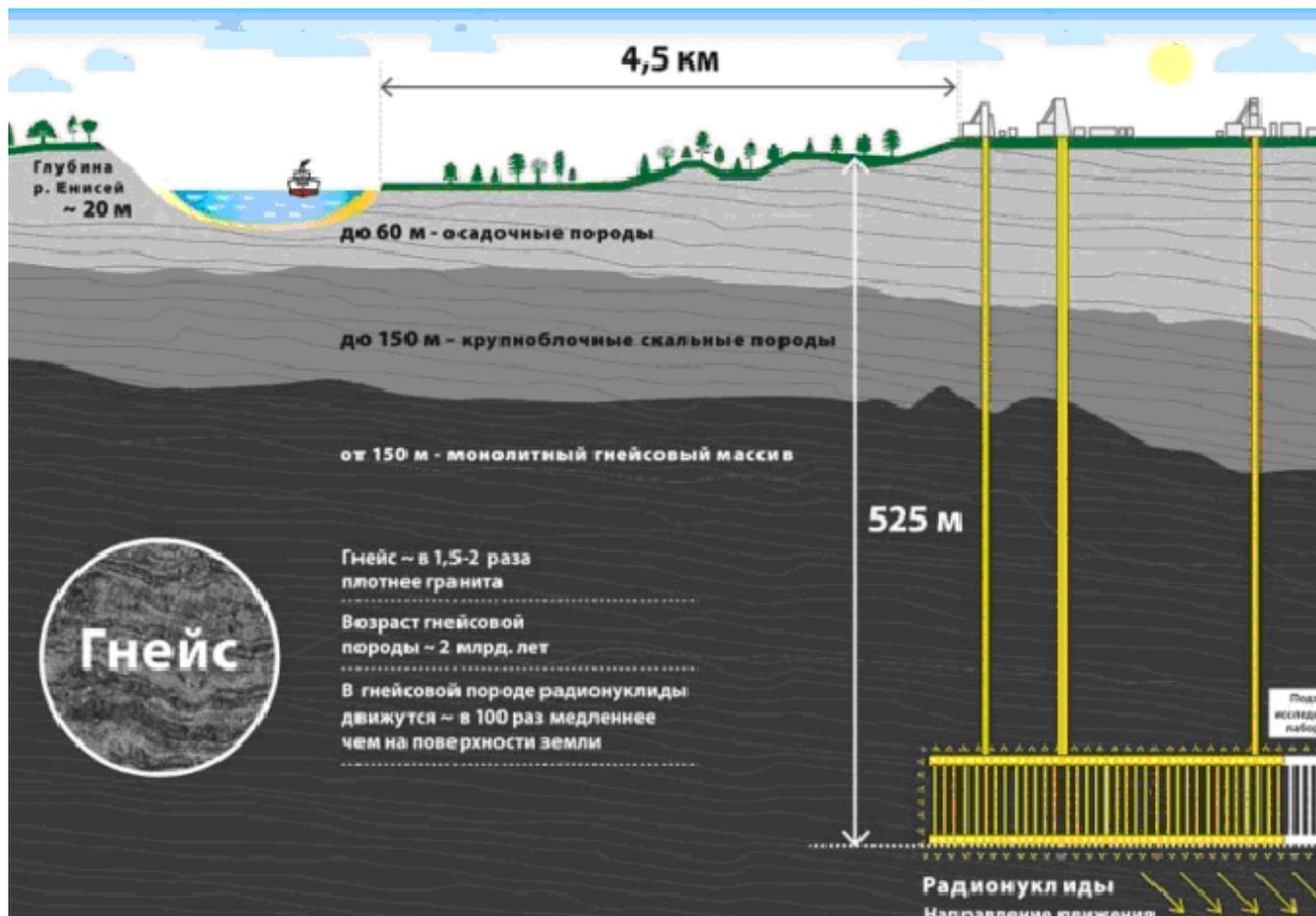


Рис. 15. Характеристики пород массива в месте расположения ПИЛ

Разработка проекта и проведение всех экспертиз будут завершены в 2015 г., а строительство и проведение исследований запланированы на 2016-2024 гг. По получению результатов экспертиз проекта в 2016 г. начнется разработка рабочей документации в той последовательности, которая необходима для строительства, которое планируется начать по мере готовности документации. Пусковой комплекс ПИЛ со всеми необходимыми зданиями и инфраструктурой планируется построить к 2021 г., а полностью завершить в 2024 г. Проведение всех исследований в соответствии с общемировой практикой начнутся

одновременно с проходкой стволов, а не с момента ввода в эксплуатации лаборатории.

ПИЛ планируется разместить на глубине ~500 м от поверхности на площади ~1 км². Конструкция лаборатории представляет собой комплекс горных выработок, включающий в себя камеры для размещения контейнеров с РАО, горизонтальные и вертикальные выработки для вентиляции, транспортировки грузов и оборудования, а также камеры вспомогательного назначения. Верхний горизонт лаборатории и объекта захоронения РАО будет располагаться на глубине 450 м от поверхности, нижний – 525 м (рис. 16).



Рис. 16. Подземные сооружения и скважины ПИЛ

Основные сооружения ПИЛ:

- Три вертикальных ствола глубиной по 520 м диаметром 6,0 м;
- Поверхностная инфраструктура, в том числе наземные здания и сооружения на пристольных площадках;
- Горизонтальные горно-капитальные выработки сечением 20 м² общей длиной 5000 м;
- Четыре горизонтальные выработки сечением 40-60 м² общей длиной 600 м и четыре вертикальные скважины глубиной по 75 м.

Вертикальные выработки будут оборудованы устройствами для спуска и подъема людей и грузов в период разведочных работ, строительства и эксплуатации лаборатории.

Наземные здания и сооружения предназначены для подготовки оборудования и материалов к установке в лаборатории, а также для размещения вентиляционного и вспомогательного оборудования.

Разведочные горизонтальные выработки на площадке лаборатории размером 317x475 м, где планируется размещение камер захоронения контейнеров с ВАО и долгоживущими САО с незначительным тепловыделением, предназначены для уточнения структурно-

тектонических и гидрогеологических характеристик массива пород. Пустоты в камерах захоронения РАО после установки контейнеров предусматривается заполнять твердеющей закладкой на основе цементно-бentonитовой смеси.

Вертикальные скважины предназначены для размещения пеналов с остеклованными ВАО с высоким тепловыделением.

Исследования в ПИЛ обеспечат решение комплекса задач. К ним относятся:

- изучение геологических, гидрогеологических, геохимических, структурных и петрофизических свойств вмещающих пород, их реакции на механические воздействия;
- определение параметров, необходимых для оценки безопасности места окончательной изоляции ВАО и долгоживущих САО;
- испытание материалов и способов проходки горных выработок, которые могут быть использованы при сооружении полномасштабного подземного хранилища;
- проверка концептуальных и численных моделей используемых для оценки эволюции всей многобарьерной системы защиты хранилища или его отдельных частей;
- разработка, испытания и отработка обо-

рудования, техники, технических решений по конструкции подземного хранилища, сооружению инженерных барьеров, размещению в нем отходов, консервации;

- демонстрация в полном или уменьшенном масштабе реальных или искусственно созданных условиях возможности создания долговременного хранилища ВАО и долгоживущих САО и проведения в нем различных операций на всех этапах строительства и эксплуатации объекта.

Предварительная оценка безопасности ПИЛ на выбранном участке проводилась методами математического моделирования, которое показало, что экологическая безопасность захоронения ВАО и долгоживущих САО обеспечивается с большим запасом. При самых невероятных гипотетических сценариях риск для населения Железногорска не превышает 10^{-9} год⁻¹ при нормативе 10^{-6} год⁻¹.

С учетом нисходящего характера инфильтрации подземных вод и благоприятных сорбционно-миграционных характеристик пород выхода радионуклидов не будет в течение всего срока потенциальной опасности.

Выполнение комплекса инженерно-геологических изысканий, натурных и лабораторных исследований в капитальных сооружениях непосредственно на глубине размещения камер захоронения кондиционированных РАО обеспечит достоверную оценку геологических, гидрогеологических, структурно-тектонических и сейсмических условий исследуемого массива горных пород, а также их физико-механических, теплофизических и сорбционно-миграционных характеристик. В проведении исследований и проведении экспертиз помимо ведущих Российский организаций будут участвовать и многие зарубежные, в частности DBE Technology и GRS (Германия), имеющие большой опыт исследований в Германских объектах по изоляции РАО.

Массив скальных пород на площадке ПИЛ характеризуется стабильным тектоническим режимом, поэтому значительных изменений характеристик массива не ожидается в течение всего срока потенциальной экологической опасности объекта.

Моделирование напряженно-деформированного состояния приконтурных зон подземных сооружений подтвердило устойчивость выработок с поперечным сечением до 7х7 м, поэтому дополнительные крепления требуются только на участках пересечения выработок.

Теплофизические расчеты показали, что температура в массиве пород под воздействием длительного теплового воздействия отвержденных тепловыделяющих ВАО не превысит 40 оС.

Сводный план строительства ПИЛ и проведения исследований ходе строительства предусматривает три этапа работ. Этапы и сроки строительства и исследований приведены в табл. 10.

В результате проведенных в ПИЛ исследований будет обосновано оптимальное расстояние между горизонтами и подтверждена экологическая безопасность создания пункта глубинного захоронения РАО.

На основании результатов комплексных исследований в ПИЛ и ее опытно-промышленной эксплуатации ПИЛ и разведочных работ будет составлен технический отчет с обоснованием возможности промышленной эксплуатации объекта для представления на государственную экспертизу. При условии положительного заключения экспертизы о безопасности объекта может быть получено разрешение на его промышленную эксплуатацию и развитие в пункт глубинного захоронения РАО (ПГЗРО), схема которого приведена на рис. 17.

Таблица 10. Этапы и сроки исследований

Этап	Сроки	Строительные работы	Исследования	Результаты исследований
1	2 0 1 6 – 2 0 1 8	<p>Строительство комплексов наземных зданий и сооружений на приствольных площадках;</p> <p>Сооружение вспомогательного и технологического стволов и околоствольных дворов на верхнем и нижнем горизонтах;</p> <p>Сооружение транспортно-вентиляционных горизонтальных подземных сооружений общей длиной 2200 м на горизонте 450 м</p> <p>Строительство комплексов наземных зданий и сооружений на приствольных площадках;</p> <p>Сооружение вспомогательного и технологического стволов и околоствольных дворов на верхнем и нижнем горизонтах;</p> <p>Сооружение транспортно-вентиляционных горизонтальных подземных сооружений общей длиной 2200 м на горизонте 450 м</p>	Проведение комплексных опытно-фильтрационных, геофизических и лабораторных исследований вмещающих пород	<p>Гидрогеологические характеристики массива пород;</p> <p>коэффициенты фильтрации в массиве;</p> <p>скорость, возраст и температура подземных вод;</p> <p>объемы водопритоков в подземные сооружения</p> <p>Геомеханические характеристики пород:</p> <p>распределение и размеры трещин;</p> <p>напряженно-деформированное состояние пород в массиве в естественных условиях;</p> <p>динамика изменения напряженно-деформированного состояния пород в приконтурных зонах подземных сооружений</p> <p>Лабораторные исследования пород:</p> <p>минеральный состав;</p> <p>физико-механические и теплофизические характеристики</p>

ПИЛ рассчитана на прием 6 тыс. м³ ВАО и долгоживущих САО с незначительным тепловыделением и 350 пеналов с остеклованными тепловыделяющими ВАО. Полное развитие ПГЗРО рассчитано на подземное захоронение ~155 тыс. м³ кондиционированных ВАО и долгоживущих САО с незначительным тепловыделением и ~7500 пеналов с остеклованными тепловыделяющими ВАО.

Учитывая уникальность создаваемого ПГЗРО и длительность его функционирования, при его создании будут использоваться наиболее эффективные технологические решения и оборудование, в том числе и зарубежное с

целью обеспечения потенциальной экологической безопасности захораниваемых РАО.

Безопасная окончательная изоляция отвержденных ВАО и долгоживущих САО в глубоких геологических формациях:

- освободит будущие поколения от бремени обращения с такими отходами;
- значительно улучшит экологическую обстановку на промплощадках предприятий по переработке ОЯТ;
- исключит огромные затраты на безопасное хранение ВАО и долгоживущих САО, а также на мониторинг временных храни-

Таблица 10. Этапы и сроки исследований (продолжение)

Этап	Сроки	Строительные работы	Исследования	Результаты исследований
2	2 0 1 8 – 2024	<p>Строительство следующих подземных сооружений:</p> <p>двух опытных камер сечением 6,0х6,5 м длиной по 320 м на горизонтах 450 и 520 м;</p> <p>горизонтальных выработок общей длиной 2200 м на горизонте 520 м;</p> <p>трех вертикальных скважин глубиной по 70 м и диаметром 1,4 м;</p> <p>шести горизонтальных геологоразведочных скважин на горизонте 450 м общей длиной 1000 м</p>	<p>Продолжение комплексных натуральных и лабораторных исследований массива вмещающих пород;</p> <p>Отработка технологических операций строительства камер и скважин захоронения РАО</p>	<p>Исследования массива пород до глубины 520 м в ходе строительства трех вертикальных стволов глубиной до 520 м диаметром по 6,0 м;</p> <p>Исследования массива пород на площади 360*730 м в диапазоне глубин 450-520 м; Выполнение комплекса инженерно-геологических изысканий, натуральных и лабораторных исследований в горизонтальных выработках общей длиной 5000 м и в пробуренных из них разведочных скважинах</p>
3	с 2024	<p>Продолжение исследований массива пород в горизонтальных транспортно-вентиляционных выработках общей длиной 5000 м;</p> <p>Отработка технологических операций обращения на имитаторах РАО в подземных сооружениях;</p> <p>Исследования технологии сооружения и изолирующих свойств системы инженерных барьеров в четырех горизонтальных выработках длиной 600 м и в четырех вертикальных скважинах глубиной по 75 м</p>		<p>Отработка технологических операций обращения с РАО:</p> <ul style="list-style-type: none"> • сооружение инженерных барьеров; • транспортно-технологические операции доставки в подземных условиях контейнеров с различными видами ВАО и САО; • дистанционная загрузка захораниваемых пеналов с имитаторами остеклованных ВАО в вертикальные скважины; • дистанционная укладка на захоронение контейнеров с РАО в штабели в горизонтальных отсеках; • консервация скважин с остеклованными ВАО и горизонтальных отсеков с ВАО и САО с незначительным тепловыделением

лиц;

- обеспечит реализацию заключительной стадии ядерного топливного цикла – без-

опасное захоронение отвержденных фракций ВАО и долгоживущих САО от будущей переработки ОЯТ.

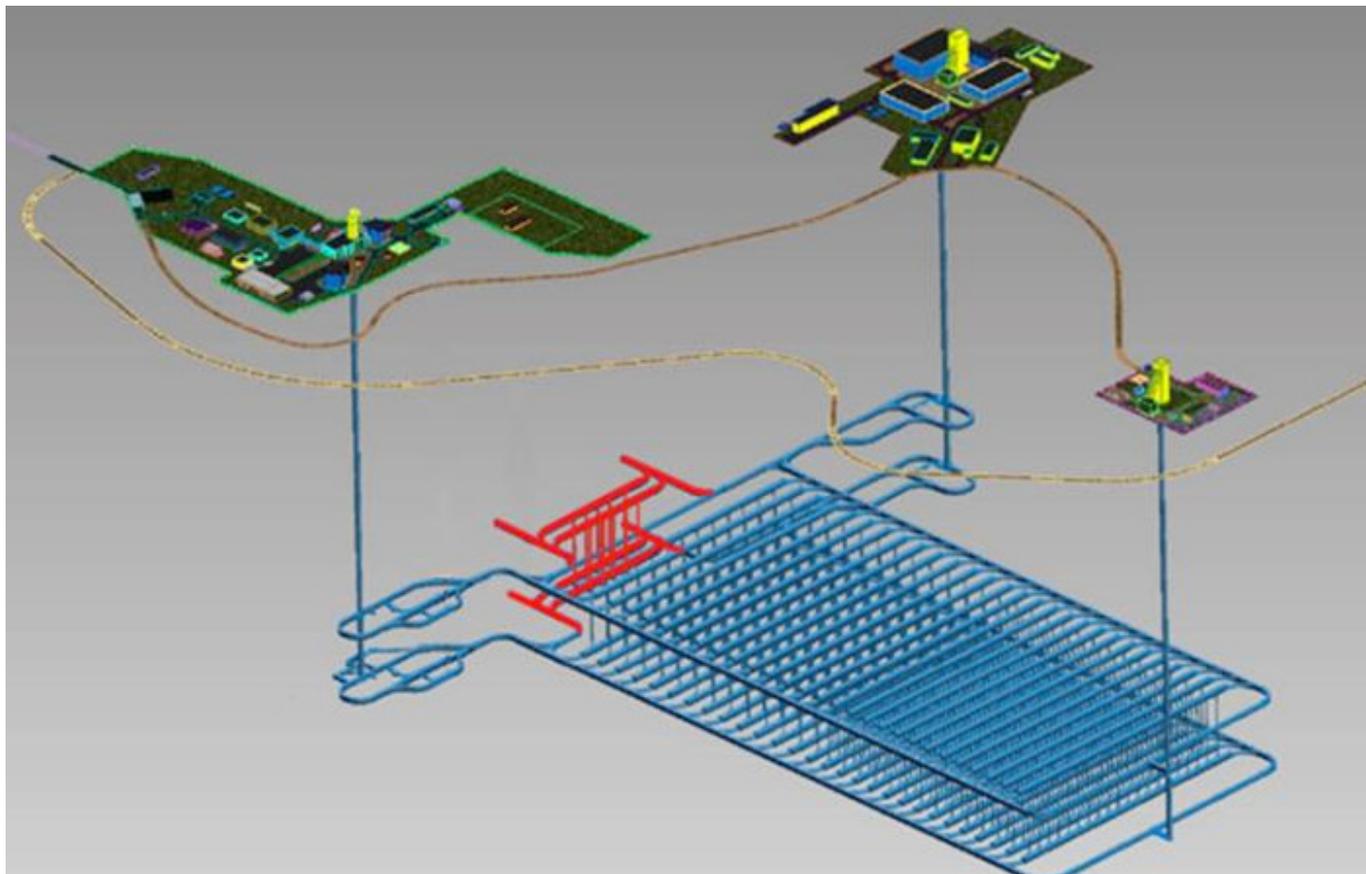


Рис. 17. Пункт глубинного захоронения РАО с ПИЛ

Помимо работ по обращению с ОЯТ и окончательной изоляции РАО, главным исполнителем которых является ГХК, на комбинате ведутся работы по выводу из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР). Расположенные на территории реакторного завода реакторы АД, АДЭ-1 и АДЭ-2 были предназначены для наработки оружейного плутония, причем, реактор АДЭ-2 являлся двухцелевым, и кроме основной задачи обеспечивал электроэнергией и теплом основные производства комбината и г. Железнодорожск. Реакторы размещены в уникальных горных выработках в скальном массиве на глубине ~200 м,

В настоящее время все эти ПУГР остановлены и ведутся работы по выводу их из эксплуатации. Учитывая уникальное расположение реакторов, принято решение о наиболее безопасном варианте ВЭ – захоронении на месте высокоактивного реакторного оборудования в пределах шахт реакторов в существующих

скальных выработках с созданием дополнительных инженерных барьеров безопасности. В совокупности со скальным массивом будет обеспечена надежная долговременная изоляция радиоактивного оборудования и материалов от окружающей среды и согласно ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами» объект можно перевести в локальный пункт захоронения РАО.

Создание опытно-демонстрационного центра по выводу уран-графитовых реакторов

Однако проблема ВЭ всех ПУГР не может быть решена аналогичным способом, т.к. все остальные подобные реакторы расположены в наземных сооружениях. Всего начиная с

1948 г. было построено 13 ПУГР, восемь из которых предназначались исключительно для наработки оружейного плутония, а остальные были двухцелевыми, использовавшиеся для энергоснабжения. Впоследствии на основе ПУГР были созданы различные энергетические уран-графитовые реакторы (УГР), и всего (помимо нескольких исследовательских) было построено 31 реактор такого типа (табл. 11).

Таблица 11. Уран-графитовые реакторы в России

№	Площадка	Кол-во реакторов	Тип реактора	Сроки эксплуатации
1	ФГУП «ПО «Маяк»	5	А-1, промышленный АВ-1, промышленный АИ, промышленный АВ-2, промышленный АВ-3, промышленный	1948 – 1987 1950 – 1989 1951 – 1987 1951 – 1990 1952 – 1990
2	ОАО «СХК»	5	И-1, промышленный ЭИ-2, двухцелевой АДЭ-3, двухцелевой АДЭ-4, двухцелевой АДЭ-5, двухцелевой	1955 – 1990 1958 – 1991 1961 – 1992 1964 – 2008 1965 – 2008
3	ФГУП «ГХК»	3	АД, промышленный АДЭ-1, промышленный АДЭ-2, двухцелевой	1958 – 1992 1961 – 1992 1963 – 2011
4	Обнинская АЭС	1	Энергетический	1954 – 2002
5	Белоярская АЭС	2	АМБ-100, энергетический АМБ-200, энергетический	1964 – 1981 1967 – 1989
6	Билибинская АЭС	4	ЭГП-6, энергетический ЭГП-6, энергетический ЭГП-6, энергетический ЭГП-6, энергетический	1974 – 1975 – 1976 – 1977 –
7	Курская АЭС	4	РБМК-1000, энергетический РБМК-1000, энергетический РБМК-1000, энергетический РБМК-1000, энергетический	1976 – 1979 – 1983 – 1985 –
8	Ленинградская АЭС	4	РБМК-1000, энергетический РБМК-1000, энергетический РБМК-1000, энергетический РБМК-1000, энергетический	1973 – 1975 – 1979 – 1981 –
9	Смоленская АЭС	3	РБМК-1000, энергетический РБМК-1000, энергетический РБМК-1000, энергетический	1982 – 1985 – 1990 –

Как видно из табл. 11, в настоящее время все ПУГР, а также первенцы большой ЯЭ (реакторы АМБ-100 и АМБ-200 на Белоярской АЭС) остановлены и ведутся работы по их ВЭ. Кроме того, с 2018 г. начнется ВЭ реакторов РБМК и ЭГП. Вывод ПУГР из эксплуатации отличается определенной спецификой и требует особого под-

хода, поскольку для реакторных установок первого поколения при проектировании и строительстве не предусматривались технические решения по их ВЭ. Кроме того, обеспечение безопасного ВЭ реакторов в значительной степени определяется особенностями конструкции, размещения и эксплуатации,

присущими ПУГР.

Основной проблемой при ВЭ как ПУГР, так и энергетических УГР является работа по экологически безопасному обращению с большим количеством облученного графита, обусловленная его физико-химическими свойствами.

Облученный графит несет потенциальную опасность для человека и окружающей среды вследствие накопления в нем долгоживущих генетически значимых радионуклидов – ^{14}C (период полураспада $5,73 \cdot 10^3$ лет), ^{36}Cl (период полураспада $3,01 \cdot 10^5$ лет) и ^3H (период полураспада 12,3 года). Радионуклиды ^{14}C (вклад в активность графита ~95 %) и ^3H входят в состав практически всех органических и неорганических соединений, активно участвуют в биоцикле и не выводятся из организма. Поэтому при выходе в атмосферу произойдет глобальное загрязнение природных комплексов Земли.

Кроме приведенной активности вклад в радиационное загрязнение графита вносят осколочные радионуклиды (^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{154}Eu и др.), образовавшиеся в результате протечек теплоносителя и попадания фрагментов топлива в кладку.

Особый подход при выборе способов обращения с облученным графитом связан и с многими другими факторами. Графитовая кладка является основным элементом активной зоны реактора, который не подлежит замене в течение всего срока его эксплуатации и поэтому имеет наибольший флюенс нейтронов. Реакторный графит имеет уникальную кристаллическую структуру, определяющую его физические свойства и их поведение при облучении. В процессе длительной работы под действием излучения происходит деградация теплофизических, реологических и физико-механических свойств графита, в результате чего изменяются условия теплообмена и теплопереноса. Радиационно-стимулированные эффекты также вызывают набухание графита, влекущее за собой деформацию блоков, их растрескивание, искривление колон и всей кладки в целом.

Другим важным фактором, требующим специальных подходов к обращению с облученным

графитом, является его высокая пожароопасность. Графит обладает высокой удельной теплотой сгорания (~ 8 ккал/г), температура воспламенения составляет ~ 700 °С. Это усугубляется наличием в облученном графите запасенной энергии (энергия Вигнера, которая под действием облучения накапливается при замещении нейтронами атомов кристаллической решетке) с возможностью ее самоподдерживающегося выделения.

По приведенным выше причинам нигде в мире до настоящего времени экологически безопасная технология обращения с облученным графитом УГР не разработана и не обоснована, и опыта вывода ПУГР из эксплуатации еще ни у кого не было. О мировом значении проблемы говорит тот факт, что по данным МАГАТЭ в настоящее время объемы облученного графита в мире превышают 230 тыс. т (из них ~60 тыс. т в России). Это без учета графитовых кладок и других узлов действующих в настоящее время энергетических УГР (российские АМБ, РБМК, ЭГП и британские Магнокс).

Для комплексного решения проблем безопасного вывода УГР из эксплуатации и в целях концентрации накопленного опыта по ВЭ в 2010 г. на базе реакторного завода ОАО «Сибирский химический комбинат» (СХК) путем выделения профильных активов создан «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (ОДЦ УГР). Цель центра – не только сделать остановленные реакторы СХК полностью безопасными, но и разработать эффективные технологии вывода УГР из эксплуатации. Отработанные на ОДЦ УГР оптимальные технические решения позволят обеспечить серийный ВЭ однотипных промышленных и энергетических реакторов на основе референтных унифицированных технологий, пригодных к тиражированию и экспортированию.

Основные факторы, согласно которым СХК стал основой для формирования ОДЦ УГР, следующие. На промплощадке комбината в составе реакторного завода с момента пуска реактора И-1 в 1955 г. по 2008 г. функционировал уникальный комплекс с пятью ПУГР, суммарная наработка которых составляет более 180-ти лет (рис. 18).

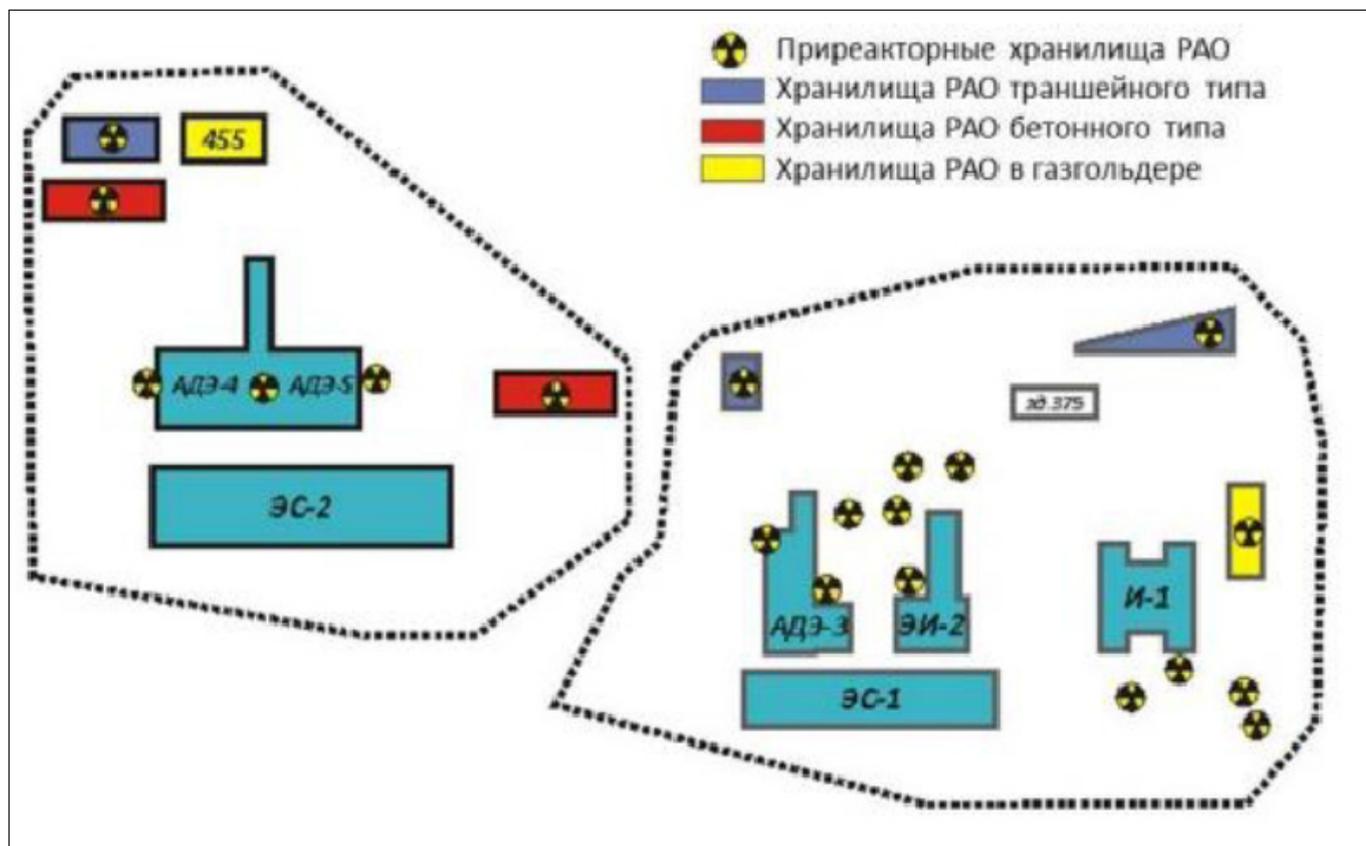


Рис. 18. Реакторный завод СХК

Площадка «Южная» реакторного завода занимает 141,4 га (периметр – 4,4 км). На ней расположены 36 основных зданий и сооружений, в том числе три ПУГР (И-1, ЭИ-2 и АДЭ-3) в отдельно стоящих зданиях (рис. 19). Также на площадке размещены хранилища

ОЯТ с обогащением до 90 % и 17 хранилищ РАО различного типа, включая пункты временного хранения ТРО и ЖРО (иловые отложения в бассейнах выдержки ОЯТ) с высокой концентрацией делящихся материалов.



Рис. 19. Южная площадка

На площадке «Северная» (90,7 га, периметр – 3,9 км) размещены 45 основных зданий и сооружений, в том числе два ПУГР (АДЭ-4 и АДЭ-5) в одном здании (рис. 20)

и 8 хранилищ РАО различного типа (ТРО в пунктах временного хранения и высокоактивные ЖРО в бассейнах выдержки ОЯТ).



Рис. 20. Северная площадка

Четыре из пяти ПУГР вырабатывали не только плутоний для ядерного оружия, но и электроэнергию. С пуском двухцелевого реактора ЭИ-2 в 1958 г. заработала первая промышленная атомная станция – Сибирская АЭС, и впервые в мире была создана система атомного теплоснабжения крупных городов (Северск (бывший Томск-7) и Томск). Академик Н.А. Доллежал, главный конструктор реакторов, сказал о станции: «Сибирская АЭС есть классический пример использования тепла, выделяемого при производстве плутония, для выработки электроэнергии». АЭС была совершенно секретным отраслевым объектом, и информация о ней практически отсутствовала. С момента останова реакторов АДЭ-4 и АДЭ-5 в 2008 г. Сибирская АЭС прекратила свое существование.

В связи с прекращением оборонной плутониевой программы в 1990 г. была разработана «Концепция прекращения эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов»,

определяющая стратегию вывода из эксплуатации промышленных установок и с момента останова в том же году реактора И-1 на СХК начались работы по подготовке его к ВЭ. После останова реактора АДЭ-3 в 1992 г. на Южной площадке Реакторный завод СХК стал первой площадкой, на которой были начаты систематические работы по ВЭ ядерных реакторов. Кроме наработки технологий приведения остановленных реакторов в ядерно- и радиационно безопасное состояние также начались работы по реабилитации площадок их размещения.

На первом этапе реакторы И-1, ЭИ-2 и АДЭ-3 были разгружены, расхоложены и приведены в ядерно-безопасное состояние с оформлением соответствующих актов. Также выполнены нейтронно-физические измерения по оценке наличия в графитовых кладках делящихся материалов, получены заключения об их ядерной безопасности и составлены радиационные паспорта на кладки реакторов. В рамках проведенного комплексного инженерного и

радиационного обследования выполнено:

- коррозионное освидетельствование всех металлоконструкций, определена скорость коррозии;
- изучение физико-механических свойств материалов основных несущих металлоконструкций, определение их прочностных характеристик и несущей способности после длительной эксплуатации в условиях радиационного воздействия;
- физико-химические и радиационные исследования отложений на деталях первого контура и засыпки верхних и нижних металлоконструкций;
- исследование состояния, физических свойств и радиационного загрязнения отработавшего реакторного графита;
- полное радиационное обследование всех элементов, систем, конструкций и помещений реакторных установок.

Полученные результаты исследований, и накопленный опыт и знания в области реакторного материаловедения, а также навыки безопасного обращения с ОЯТ и РАО, в том числе с реакторным графитом позволили выработать необходимые технические решения по реализации проектов ВЭ.

С учетом опыта Реакторного завода СХК в 2005 г. ГК «Росатом» принята «Концепция вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов», в которой в качестве базового принят вариант долговременного хранения в пределах шахты реактора на срок не менее 100 лет. С принятием данной концепции начался второй этап работ по ВЭ предусматривающий приведение всех трех реакторов в состояние длительной стабильности и созданию дополнительных инженерных барьеров безопасности. Практические работы по выполнению второго этапа начались с принятием ФЦП ЯРБ.

Таким образом, Реакторный завод обладает всеми необходимыми ресурсами, необходимыми для выполнения задач ВЭ, такими как:

- ПУГР для отработки и демонстрации технологий по выводу УГР из эксплуатации и обращению с РАО;
- сложившиеся системы физической защиты, ядерной и радиационной безопасности;
- временные хранилища РАО (в том чис-

ле одно новое, принятое в эксплуатацию в 2005 г.);

- действующие бассейны выдержки ОЯТ, которые по мере освобождения будут трансформированы в пункты локального приповерхностного хранения РАО;
- полный комплект лицензий, необходимых для выполнения работ по ВЭ на собственных объектах, а также услуг сторонним организациям по ВЭ ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилищ РАО;
- квалифицированный персонал (365 человек);
- сотрудничество со специализированными подразделениями СХК, включая лаборатории (аналитическая, технологическая, металловедческая, геотехнологического мониторинга, радиационная, промышленно-санитарная) и полигон подземного (глубинного) захоронения ЖРО.

К моменту создания ОДЦ УГР Реакторный завод выполнял все его функции, что обеспечивает преемственность накопленного опыта при эксплуатации и ВЭ реакторных комплексов, расположенных на промплощадках завода.

Первый этап создания ОДЦ УГР включал ряд основных организационных мероприятий по реорганизации Реакторного завода СХК в дочернее общество – ОАО «ОДЦ УГР». После государственной регистрации ОАО «ОДЦ УГР» 29.09.2010 г. они включали в себя:

- утверждение структуры и штатного расписания;
- перевод персонала и передача всего имущественного комплекса Реакторного завода в ОАО «ОДЦ УГР»;
- проведение первичной эмиссии акций ОАО «ОДЦ УГР», которые полностью приобретены единственным акционером – ОАО «СХК»;
- получение лицензия на оказание услуг эксплуатирующим организациям по подготовке к выводу и выводу УГР из эксплуатации.

При формировании ОДЦ УГР как самостоятельного хозяйствующего субъекта был решен ряд ключевых проблем, необходимых для эффективной деятельности предприятия:

- обеспечение устойчивого финансирования безопасного содержания площадок размещения ядерных установок;
- оформление права ОАО «ОДЦ УГР» иметь в собственности ядерные материалы и ядерные установки (указом Президента РФ внесены изменения в перечни российских юридических лиц, в собственности которых они могут находиться);
- разграничение ответственности и полномочий с базовым предприятием, в том числе по исполнению ранее заключенных госконтрактов, по обеспечению физической защиты промплощадок и т.д.

Все процедуры преобразования были завершены к началу 2012 г. Одновременно с процессом формирования ОДЦ УГР увеличивались объемы работ по выводу ПУГР из эксплуатации в рамках ФЦП ЯРБ. Фактически ОДЦ УГР продолжил работы по ВЭ, которые выполнялись Реакторным заводом, и унаследовал все его технологические компетенции. Таким образом, ОДЦ УГР уже на этапе создания обладал необходимым технологическим и кадровым потенциалом для проведения полного комплекса практических работ по выводу УГР из эксплуатации.

В связи с принятием ФЗ от 11.07.2011 г. № 190 «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации», предусматривающим возможность создания локальных пунктов захоронения особых РАО, концепция вывода ПУГР из эксплуатации 2005 г. была переработана. В 2011 г. в качестве базовой утверждена «Концепция вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов по варианту безопасного захоронения на месте», предусматривающая создания пункта консервации особых РАО. Проведенные исследования показали, что метод ВЭ по варианту «захоронение на месте» является наиболее оптимальным по геологическим, экологическим и финансовым аспектам.

Пилотным проектом по варианту «Создание пункта консервации особых РАО в пределах здания реактора», который реализуется ОДЦ УГР в настоящее время, является ВЭ реактора ЭИ-2. Работы по проекту, разработанному совместно с ОАО «НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала» (рис. 21), начались в 2012 г. и будут завершены в конце 2015 г.

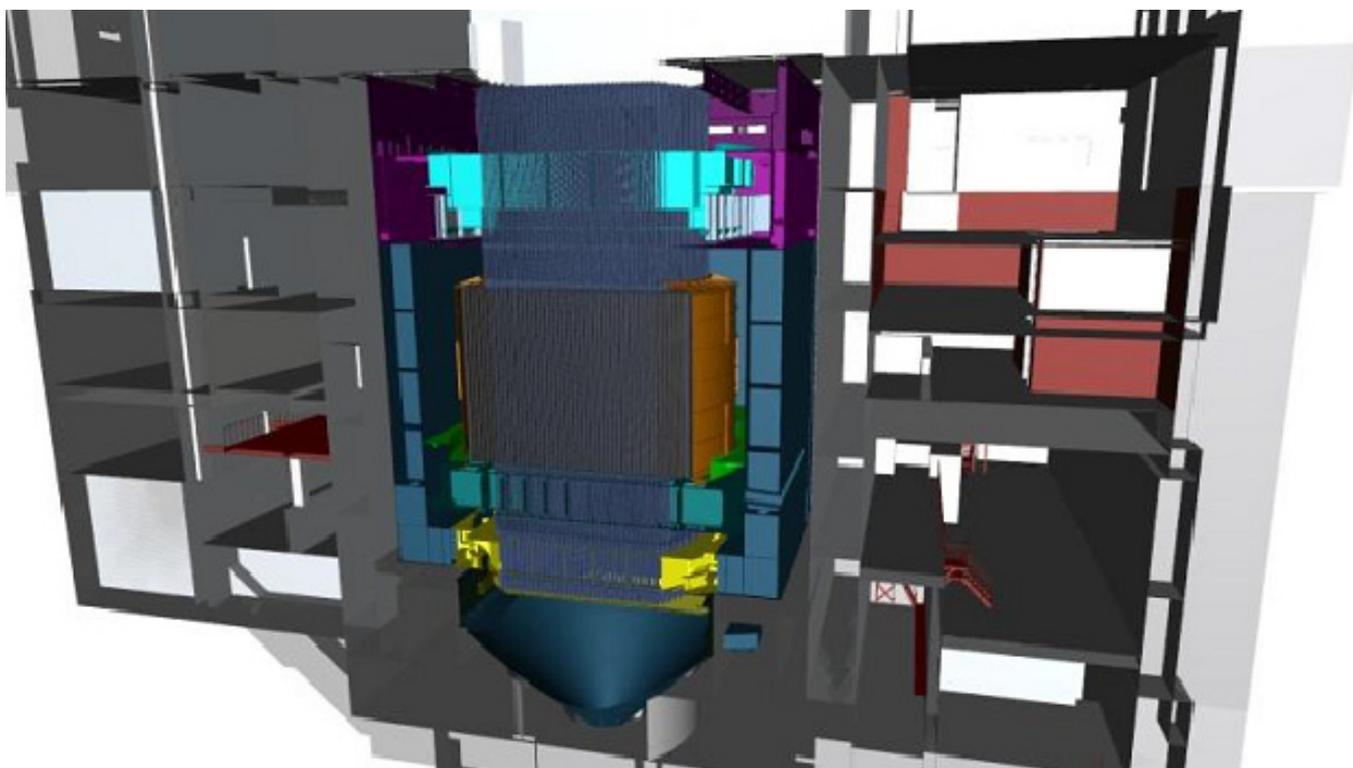


Рис. 21. Проект ВЭ реактора ЭИ-2

Проектом ВЭ по варианту безопасного захоронения на месте предусмотрено выполнение следующих работ:

1. Полный демонтаж обеспечивающих систем и оборудования в здании реактора

за исключением реакторной установки выполняется для обеспечения сплошности барьера безопасности, ограничивающего миграцию радионуклидов из объекта захоронения. К настоящему времени демонтировано все оборудование и системы (рис. 22).



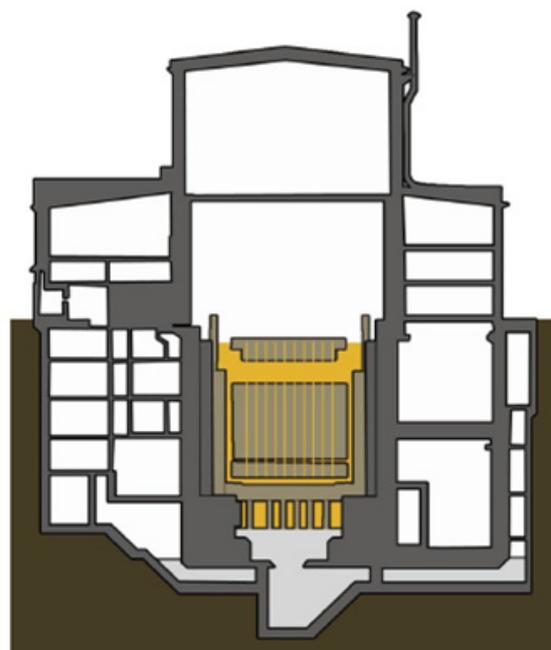
Рис. 22. Помещения, в которых размещались обеспечивающие системы и оборудование

Одновременно с проведением демонтажных работ выполнялся сбор и удаление РАО и просыпей ОЯТ, накопленных в процессе эксплуатации реактора. Инфраструктура хранения ОЯТ модернизирована для целей захоронения РАО особо низкой активности.

2. Бетонирование помещений нижних отметок и подреакторного пространства до нижней биологической защиты (рис. 23). К настоящему времени выполнено полностью.

3. Бесполостное заполнение внутриреакторных пространств и подземных подреакторных помещений барьерными смесями на основе природной глины – является ключевой технологией ВЭ по варианту захоронения на месте. Пространства и полости, которые в соответствии с проектом необходимо заполнить смесями на основе природной глины, приведены на рис. 24.

Рис. 23. Забетонированное подреакторное пространство (серый цвет)



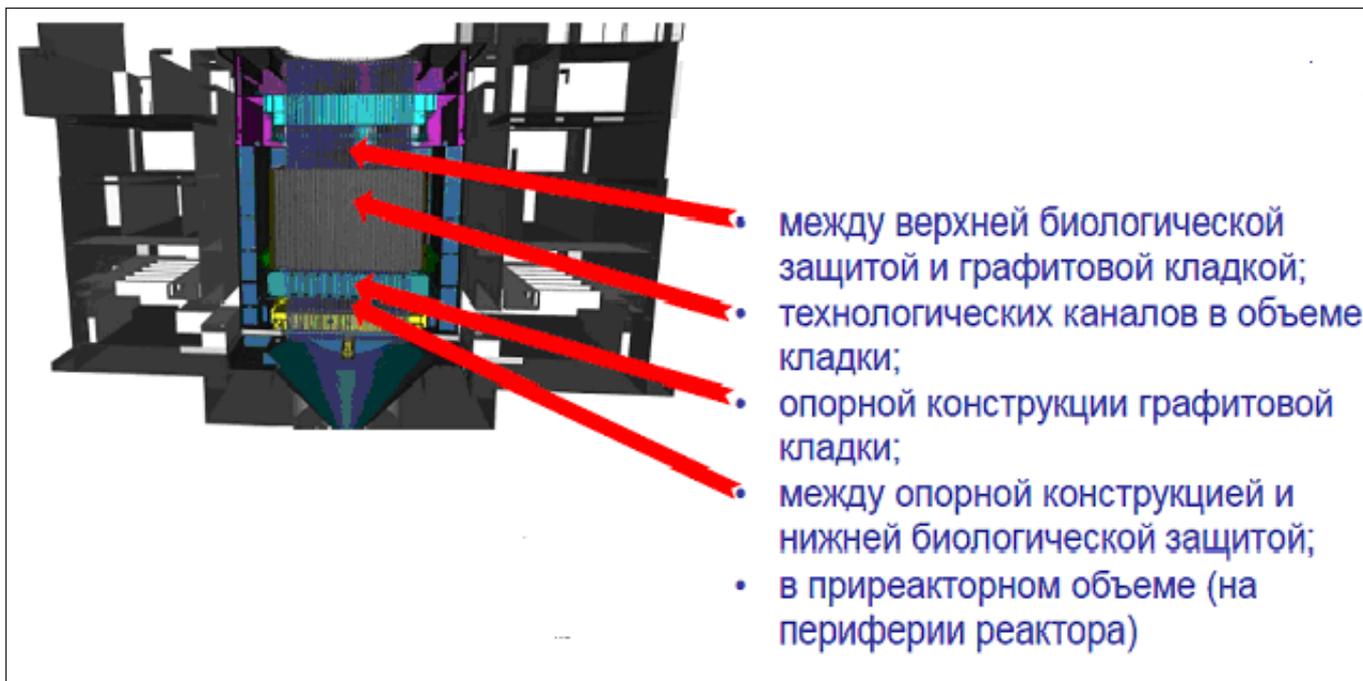


Рис. 24. Пространства и полости, заполняемые смесями на основе природной глины

Внутриполостные барьеры, создаваемые для локализации радионуклидов в объекте захоронения, во-первых, препятствуют проникновению грунтовых вод и атмосферных осадков (противофильтрационная функция), и, во-вторых, ограничивают миграцию радионуклидов, обладая достаточной сорбционной способностью (противомиграционная функция). Проведенными исследованиями таким материалом выбрана глина, которая при уплотнении до 1,5 см³/г практически водонепроницаема и имеет высокую сорбционную способность в отношении большинства радионуклидов.

4. На заключительном этапе проводится дезактивация строительных конструкций и демонтаж верхних строительных конструкций реакторного помещения с целью снижения высоты здания и создается защитное перекрытие как барьер атмосферному воздействию на объект захоронения. В настоящее время проходит апробация технологии по дезактивации металлических и строительных конструкций. Большую сложность представляют работы по демонтажу строительных конструкций, что обусловлено высотой здания и материалом, из которого оно построено. Также отрабатываются технологии по утилизации бетона, основного конструкционного материала, используемого на площадке.

Принципиальная схема преобразования ПУГР в пункт консервации особых РАО приведена на рис. 25

Таким образом, создается надежная локализация реактора в собственной шахте путем создания системы защитных барьеров, предусматривающей укрепление существующих и создание ряда новых барьеров, предотвращающих выход радиоактивных веществ из реакторного пространства и защищающих реактор от внешних воздействий.

ПУГР ЭИ-2, выведенный из эксплуатации по данному проекту, в конце 2015 г. будет характеризоваться, как пункт консервации особых РАО.

Апробированные при ВЭ реактора ЭИ-2 технологии по варианту «захоронение на месте» будут тиражироваться при проведении аналогичных работ на ПУГР АДЭ-3, АДЭ-4, АДЭ-5, И-1 реакторного завода СХК, ПУГР АВ и АВ1 ФГУП ПО «Маяк» и ПУГР АД, АДЭ-1, АДЭ-2 на ГХК.

Дальнейшее технологическое развитие разработок ОДЦ УГР – ВЭ энергетических реакторов Белоярской АЭС (по варианту «ликвидация») и их тиражирование на реакторы Билибинской, Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС, а также налаживание связей с зарубежными организациями.

Как уже отмечалось, опыта ВЭ промышленных уран-графитовых реакторов ни у кого в

мире не было, и фактически ОДЦ УГР является первой и единственной организацией в России, обладающей передовым опытом,

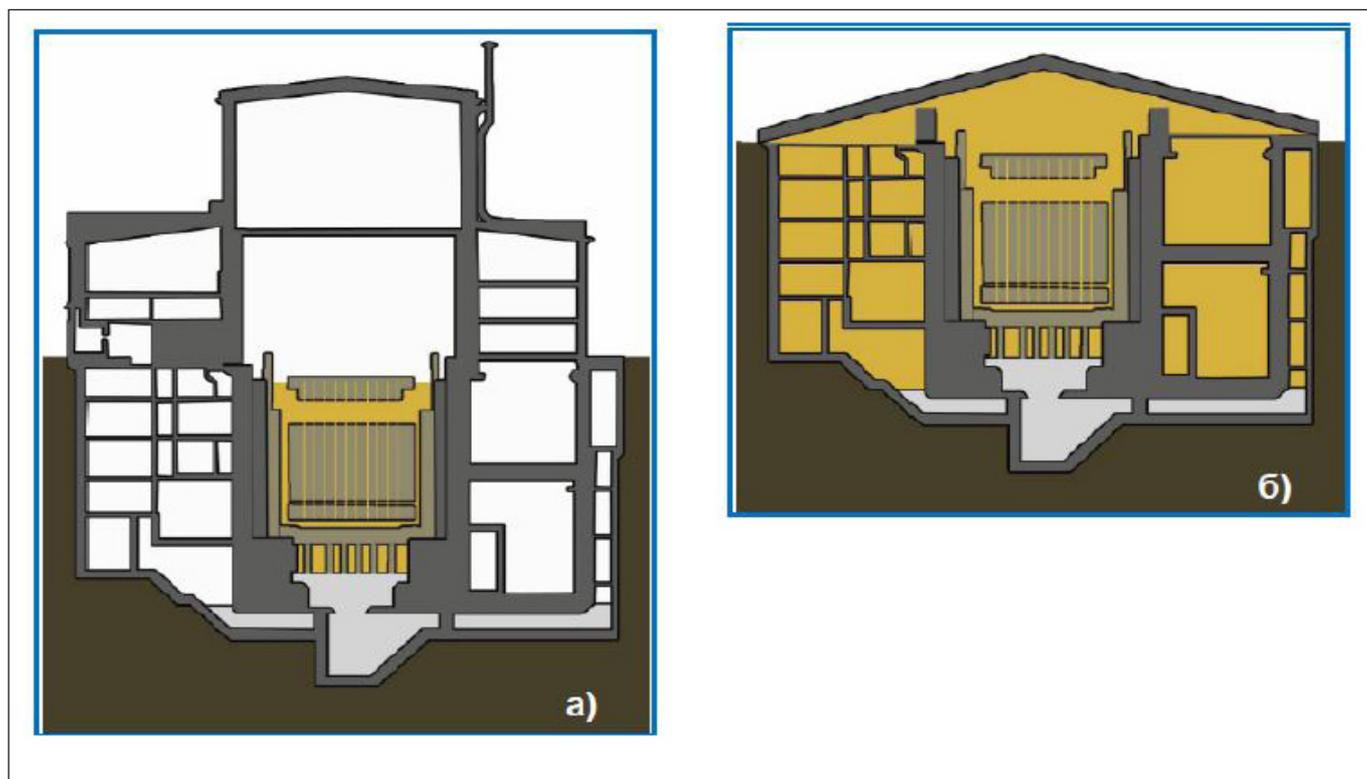


Рис. 25. Схема преобразования ПУГР в пункт консервации особых РАО
а) до преобразования; б) после преобразования

Опытно-демонстрационный инженерный центр по выводу из эксплуатации реакторов ВВЭР

Для решения проблемы заключительной стадии ядерных технологий и отработки технологий по выводу ЯРОО из эксплуатации необходимо разработать и унифицированную технологию ВЭ водо-водяных энергетических реакторов (российские ВВЭР и PWR по зарубежной классификации), которые составляют более 60 % парка мировой ЯЭ. Также в течение ближайших десятилетий они будут основным типом энергетических реакторов.

С целью разработки технологии ВЭ реакторов данного типа в соответствии «Планом организационно-технических мероприятий по созданию отраслевой системы вывода из эксплуатации», утвержденного Генеральным директором ГК «Росатом» С.В. Кириенко, в 2013 г. создан опытно-демонстрационный инженерный центр вывода из эксплуатации АЭС (ОДИЦ). Центр создан на базе Нововоронежской АЭС, где в 1964 г. был введен первый в мире реактор типа ВВЭР – ВВЭР-210, мощностью 210 МВт (эл.).

Основной целью создания ОДИЦ является обеспечение эффективного выполнения работ на основе системного подхода с применением типовых проектно-конструкторских, технологических и технических решений, а также унифицированных установок и оборудования.

На ОДИЦ будут решаться следующие задачи:

- Разработка и внедрение современных технологий, оборудования, установок для обеспечения эффективного ВЭ;
- Разработка и реализация проектов ВЭ на основе оптимальных, унифицированных проектно-конструкторских решений;
- Обеспечение безопасного ВЭ;
- Снижение затрат на ВЭ;
- Обеспечение эффективного планирования, управления, качества работ при ВЭ;
- Подготовка персонала для выполнения работ по ВЭ.

Прототипом корпусных водо-водяных энерге-

тических реакторов были реакторы, созданные для атомных подводных лодок. Эффективность и доступность обычной воды в качестве замедлителя нейтронов позволили обеспечить большую мощность при малых размерах активной зоны и, соответственно, получить компактную энергетическую установку.

Использование в качестве топливной композиции спеченной двуокиси урана в реакторах ВВЭР обеспечило хорошие радиационные условия и наименьшее загрязнение теплоносителя и сохранение работоспособности ТВЭЛов при достаточно глубоком выгорании. Применение циркониевого сплава для оболочек ТВЭЛов обеспечило высокие параметры реакторного теплоносителя, тем самым хорошую термодинамическую эффективность теплосилового цикла. По этим причинам данный тип реакторов во всем мире стал основным для масштабной ядерной энергетики.

Создание и опыт эксплуатации реактора ВВЭР-210, который практически был опытно-промышленным образцом, имели исключительное значение для развития ЯЭ во всем мире. Также большое значение будет иметь и опыт ВЭ реактора, который был остановлен в 1988 г. по окончании проектного срока эксплуатации (20 лет).

После остановки реактора ОЯТ из него было выгружено, неработавшее оборудование законсервировано, из корпуса реактора были вырезаны темплеты для исследований радиационного охрупчивания материала корпуса. В 1988 г. были определены первоочередные задачи для разработки проекта по его ВЭ.

Второй энергоблок Нововоронежской АЭС с реактором ВВЭР-365, проектный срок эксплуатации которого составлял 30 лет, был введен в эксплуатацию в 1969 г. и остановлен в 1990 г. не выработав проектного ресурса. Основной причиной досрочной остановки энергоблока была необходимость проведения восстановительного отжига корпуса реактора, выявленного в процессе планового ремонта. Помимо отжига, требующего больших материальных, трудовых и финансовых затрат, при ремонте было выявлено значительное утончение стенок паропроводов, что потребовало замены их большей части. По этим причинам после

ремонта 1990 г. энергоблок не был введен в эксплуатацию.

В 1991 г. была проведена опытная дезактивация одного парогенератора энергоблока № 1, результаты которой позволили его демонтировать с минимальными дозовыми нагрузками и использовать значительную часть металла. Исходя из положительных результатов дезактивации на Нововоронежской АЭС было создано специальное подразделение по ВЭ энергоблоков №№ 1 и 2 в составе 10 человек.

На 1992-1994 гг. была запланирована дезактивация еще двух парогенераторов, однако, она не была проведена. В это же время была успешно проведена опытная дезактивация четырех секций теплообменников промежуточного контура энергоблока № 2 с возможностью их дальнейшего использования. После обследования дезактивированные теплообменники были установлены в машзале энергоблока № 5 в системе охлаждения генераторов.

В 1993-1994 гг. был разработан и утвержден концерном «Росэнергоатом» план работ по ВЭ энергоблоков №№ 1 и 2. Также был разработан и утвержден общий перечень оборудования и систем, обеспечивающих безопасное хранение, комплектацию и транспортировку ОЯТ.

Все системы, обеспечивающие безопасный ВЭ энергоблоков, находятся в исправном состоянии, имеется действующая эксплуатационная документация и аттестованный персонал по их обслуживанию. Это позволяет обеспечить высокий уровень безопасности на остановленных энергоблоках. Также по результатам обследования продлен ресурс транспортно-технологического, кранового и насосного оборудования.

В связи с отсутствием свободных объемов хранилищ ТРО и для возможности переработки ЖРО было принято решение о перепрофилировании части помещений реакторного отделения блоков 1 и 2 под временное хранение РАО. В настоящее время работы по переводу отдельных помещений реакторного отделения энергоблоков 1 и 2 завершаются.

В рамках подготовки к ВЭ энергоблоков к на-

стоящему времени выполнено:

- Вывезено все ОЯТ, включая фрагментированное, блоки переведены в ядерно безопасное состояние;
- Проведено обследование баков реакторного отделения с целью подготовки технического обоснования безопасного хранения в них ЖРО;
- Проведено обследование строительных сооружений и конструкций машзала блоков 1 и 2, эстакад трубопроводов и системы водоочистки блока № 1 до хранилища ЖРО с целью оценки их технического состояния и возможности их дальнейшей эксплуатации;
- Выполнено более 70 % строительно-монтажных работ по ограждению зоны загрязнения в районе сбросного канала;
- Проведены работы по перепрофилированию бассейна выдержки ОЯТ блока № 1, где организовано временное хранение 2400 контейнеров с кондиционированными РАО;
- В объеме утвержденной программы выполнены работы по реабилитации загрязненного участка в районе хранилища ЖРО блока № 2;
- Выполнен демонтаж четырех турбоагрегатов в машзале блоков 1 и 2. Освобожденные площади переоборудованы под склад страхового запаса оборудования.

Работы, проводившиеся на остановленных блоках в рамках программ по ВЭ концерна «Росэнергоатом», позволили накопить опыт и отработать технические решения по ВЭ энергоблоков, которые будут использованы при ВЭ других российских АЭС. Поэтому именно на Нововоронежской АЭС был организован ОДИЦ, являющийся центром сбора компетенций в области ВЭ атомных станций с блоками ВВЭР.

При создании ОДИЦ, являющегося филиалом концерна «Росэнергоатом», в него была переведена часть персонала Нововоронежской АЭС, которая практически в течение 20 лет уже занималась вопросами ВЭ блоков. Эти специалисты к настоящему времени сформировали ядро коллектива. Все они прошли обучение и аттестованы.

Основной работой, которая была заверше-

на ОДИЦ в 2014 г. был монтаж оборудования комплекса плазменной переработки РАО. Несмотря на то, что проект был первым в своем роде, монтаж основного оборудования полностью завершен и выполнены пусконаладочные работы в объеме, достаточном для ввода комплекса в опытно-промышленную эксплуатацию. С начала этого года персонал центра приступил к освоению и демонстрации его возможностей как инновационной технологии непосредственно на промплощадке.

В 2014 г. были завершены и другие важные практические работы. Была введена новая установка электрохимической дезактивации металла, которая позволяет очищать радиоактивный металл до уровней, позволяющих использовать его в народном хозяйстве без всяких ограничений. Первые партии «чистого» металла были получены и сданы на склад для реализации в конце 2014 г.

Ближайшая задача ОДИЦ на 2015 г. – освоение проектной мощности комплекса плазменной переработки РАО с демонстрацией всех его возможностей. В перспективных планах активное участие в разработке проектов ВЭ других энергоблоков концерна. Также возможно, выполнение работ, связанных с внедрением установок по переработке РАО и по дезактивации, в том числе и на действующих энергоблоках. Важной задачей центра является выход на международный рынок, что крайне важно с точки зрения экономики, т.к. оказывая услуги на международном рынке, можно зарабатывать средства для решения вопросов по ВЭ энергоблоков в России.

Заключение

Реализация мероприятий ФЦП ЯРБ коренным образом изменила концептуальные подходы к решению накопленных проблем и развитию систем завершающих стадий жизненного цикла ЯРОО. Создание ОДЦ по всем аспектам завершающих стадий жизненного цикла ЯРОО обеспечили переход от поиска и реализации временных решений, обеспечивающих ядерную и радиационную безопасность в краткосрочной перспективе, к выработке решений и практических задач, реализация которых обеспечит либо долгосрочную безопасность, либо окончательное решение.

Наиболее важным мероприятием для решения проблем завершающих стадий жизненного цикла ЯРОО было создание кластера по обращению с ОЯТ на ГХК, включающим его сухое хранение и переработку, а также производство МОКС-топлива. Не имеющее аналогов сухое хранилище ОЯТ реакторов РБМК решило проблему разгрузки пристанционных хранилищ, что особенно актуально для Ленинградской АЭС. Созданный в составе кластера ОДЦ по переработке ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 положил начало масштабной деятельности, которая обеспечит решение накопленных проблем и дальнейшее устойчивое и безопасное развитие ЯЭ.

ОДЦ УГР не только обеспечит решение проблем ядерного наследия по ВЭ остановленных промышленных реакторов по наработке оружейного плутония, но и позволит разработать технологии ВЭ энергетических реакторов типа РБМК и ЭГП. Для разработки эффективных технологий ВЭ энергетических УГР большое значение имеют проводимые в центре НИОКР по утилизации облученного графита. Учитывая, что первый реактор РБМК-1000 на Ленинградской АЭС будет остановлен в 2018 г., впервые в отечественной практике решение задач безопасного ВЭ данного типа реакторов началось заблаговременно.

Созданный ОДИЦ для отработки технологий ВЭ реакторов типа ВВЭР также был организован заблаговременно до начала ВЭ серийных реакторов ВВЭР-440, первый из которых

был введен в эксплуатацию в 1973 г. на Кольской АЭС. Вероятно, разработанные в ОДИЦ технические решения впервые будут использованы при ВЭ энергоблоков № 1 и № 2 Кольской АЭС, где эксплуатируются ВВЭР-440 первого поколения. Разработки центра будут иметь значительный экспортный потенциал, т.к. помимо России в семи странах Европы было построено 22 реактора данного типа.

Однако для успешной деятельности всех ОДЦ по завершающим стадиям имеется ряд серьезных проблем. Основной организационной проблемой является незаконченный процесс формирования нормативной базы в части обращения с ОЯТ и особыми РАО, а также отсутствие критериев приемлемости удаляемых РАО для захоронения. Кроме того, не определены обязательства Национального оператора по обращению с РАО по срокам и объемам вывоза кондиционированных РАО из эксплуатирующих организаций для захоронения. Главной практической проблемой является отсутствие пунктов захоронения РАО для их окончательной изоляции от окружающей среды, без которых невозможно обеспечить своевременный и безопасный вывод ЯРОО из эксплуатации.

Литература

1. Хаперская А.В. Проблемы обращения с ОЯТ в России и перспективы их решения // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды, 2012, № 3(27), с. 50-56.
2. Муратов О.Э. Ядерные отходы? Перерабатывать! // Атомная стратегия XXI, 2011, № 54, с. 22-23.
3. Гаврилов П.М., Ревенко Ю.А., Меркулов И.А. Горно-химический комбинат – будущий кластер по обращению с ОЯТ // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды, 2010, № 1, с. 21-23.
4. Копырин А.А., Карелин А.И., Карелин В.А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива. – М.: ЗАО «Издательство Атомэнергоиздат», 2006. – 576 с.
5. Масленников И.А., Федоров Ю.С., Шадрин А.Ю. и др. Опыт-демонстрационный центр: задачи, технологии, перспективы // Безопасность ядерных технологий и окружающей среды, 2010, № 1, с. 25-28.
6. Гупало Т.А. «Перспективы развития технологий геологической изоляции радиоактивных отходов в России» // VII Международная конференция «Безопасность ядерных технологий обращения с РАО», С-П 27/09-1/10/2004. Сборник докладов. С. 190-196.
7. Проблемы ядерного наследия и пути их решения / под общ. ред. Большова Л.А., Лаверова Н.П., Линге И.И. – М.: 2013. - 392 с., т.2.