

БЕЗОПАСНОСТЬ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО КАК ОПРЕДЕЛЯЮЩИЙ ФАКТОР ВЫБОРА СХЕМЫ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Самойлов А.А., Александрова Т.А., Бутов Р.А., Муленкова Е.В.
(ИБРАЭ РАН, Москва, Россия)

Введение

В настоящее время широко обсуждаются подходы к переработке ОЯТ с целью замыкания ЯТЦ и перехода к полномасштабной двухкомпонентной АЭ. При этом выбор схемы по обращению с ОЯТ осуществляется в основном исходя от действующих ФНП, ориентированных на текущий уровень развития технологий и устоявшейся практики обращения с ОЯТ несмотря на то, что корректировка действующих ФНП в соответствии с изменениями принимаемых практических решений является разумной практикой. В качестве основных нормативных документов, регламентирующих характеристики кондиционированных РАО, образующихся при переработке ОЯТ в России, можно выделить Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-019-15), а также «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» (НП-093-14).

В настоящий момент с Ростехнадзором согласованы изменения, которые будут внесены в Федеральный закон от 11 июля 2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации», 29 октября 2022 года было выпущено Постановление Правительства РФ № 1929 «О внесении изменений в постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069» (вступает в силу с 01.01.2024), которое выносит на первый план долгосрочную безопасность захоронения РАО, а именно соответствие РАО частным критериям приемлемости. В связи с этим при планировании обращения с ОЯТ следует ориентироваться не на текущие формулировки ФНП, которые могут и будут изменяться, а на факторы, оказывающие влияние на безопасность захоронения РАО.

В рамках данного доклада будет продемонстрировано, как критерии безопасности захоронения РАО влияют на выбор оптимальной схемы переработки ОЯТ, а также приведены примеры расчетных оценок требований к РАО, образующихся при переработке ОЯТ, в зависимости от особенностей их захоронения.

1. Принципы обеспечения и обоснования безопасности ПЗРО

Большинство проектов по созданию ПЗРО основываются на многобарьерном подходе к захоронению РАО. При данном подходе основную функцию сдерживания радионуклидов выполняют инженерные барьеры безопасности, минимизирующие их выход за пределы объекта, а функцию изоляции – природные барьеры, ограничивающие воздействие отходов на человека и биосферу. Природные барьеры представляют собой горные породы, как правило, трех основных типов: кристаллические, соляные и глинисто-обломочные. Инженерные барьеры включают в себя матрицу РАО, стальные оболочки контейнеров, слои бетона, бентонита и других материалов. В соответствии с нормативными документами инженерные барьеры должны сохранять свою целостность по меньшей мере в течение 1000 лет [1].

Обоснование безопасности ПЗРО в период после его закрытия предполагает проведение оценки долговременной безопасности, включающей прогнозный расчет радиационного воздействия на население и окружающую среду с последующим сравнением полученных результатов с допустимыми уровнями радиационного воздействия. При этом важным является учет всех факторов, оказывающих (или

способных оказать) существенное влияние на состояние системы захоронения радиоактивных отходов (РАО). Последнее, как правило, сводится к разработке обоснованного набора сценариев эволюции системы захоронения РАО.

В отношении ОЯТ и продуктов его переработки одним из наиболее важных факторов, которое необходимо учитывать при обосновании безопасности, является их значимое тепловыделение. Оно должно приниматься во внимание при выборе концепции захоронения и характеристик системы ИББ, поскольку температура оказывает значительное влияние на ряд критически важных их показателей (механическую прочность, коррозионную стойкость и другие физические и химические свойства барьеров).

Основная задача контейнера, в котором захораниваются тепловыделяющие РАО, состоит в том, чтобы миграция радионуклидов из ПЗРО происходила уже после завершения «теплого» периода. В связи с этим оценку безопасности захоронения РАО от переработки ОЯТ целесообразно разделить на две следующие задачи:

1. Определение требований к температурному режиму ПЗРО при захоронении в нем продуктов переработки ОЯТ;

2. Проведение классической сценарной оценки долговременной безопасности ПЗРО в отсутствии значимого тепловыделения.

При этом стоит отметить, что в общем случае для отдельных альтернативных сценариев возможна ситуация, когда распространение нуклидов проходит в условиях повышенных температур, однако в общем случае, конструкция ПЗРО должна позволять избегать подобной ситуации за счет принципа многобарьерности, а рассмотрение таких сценариев в основном проводится для дополнительной демонстрации безопасности ПЗРО и не является основанием для изменений его конструкции (сценарии «что, если...»).

Пример применения данного подхода к определению требований к технологиям переработки ОЯТ продемонстрируем на примере работ по обоснованию возможности безопасного захоронения короткоживущей цезий-стронциевой фракции (КФ ВАО) в виде боросиликатного стекла (БСС) с исходным тепловыделением 25 кВт в приповерхностном ПЗРО, что становится принципиально возможным за счет возможности ограничивать содержание долгоживущих радионуклидов.

2. Обоснование возможности захоронения РАО от переработки ОЯТ в приповерхностном ПЗРО

Для обоснования возможности захоронения РАО от переработки ОЯТ в виде КФ ВАО на глубине до 100 м в первую очередь была проведена оценка тепловых режимов потенциальных конструкций ПЗРО с целью определения допустимого тепловыделения для различных вариантов размещения упаковок с КФ ВАО. В связи с этим были проведены многовариантные расчеты тепловых режимов системы захоронения в зависимости от компоновки ячеек захоронения, формально разделенные на две итерации.

На первой итерации расчетов в качестве моделируемых компоновок были определены следующие: одиночные ячейки захоронения (для оценки разумных диапазонов изменения реальных геометрий); линейное расположение ячеек захоронения (моделирующие ситуацию неравномерной сетки размещения ячеек, когда расстояние между рядами ячеек многократно превышает расстояние между соседними контейнерами), сеточное размещение контейнеров с одинаковым шагом (для моделирования наиболее компактного размещения контейнера).

На основании результатов, полученных на первой итерации, выполнен детализированный расчет модели ПЗРО с учетом предполагаемой конструкции, концепция которой (расположение ячеек захоронения относительно друг друга,

расположение тепловыделяющих и не тепловыделяющих упаковок РАО в ячейке захоронения) была выбрана с учетом результатов, полученных на предыдущем этапе работ.

На первой итерации в каждой серии расчетов задавали стандартное тепловыделение на момент захоронения (как правило, 1 кВт), после получения температурных распределений по аналитической формуле определяли тепловыделение в ячейке захоронения, соответствующее установленным критериям температурного режима (100 °С для вмещающей среды, 150 °С для бентонита и 450 °С для КФ ВАО). Моделируемые компоновки соответствуют концепциям BOSS, KBS-3V, а также шахтной концепции захоронения (Silo) и концепции швейцарской компании Nagra. Полученные результаты продемонстрировали, что на данном этапе исследований по типовым компоновкам ПЗРО допустимое тепловыделение КФ ВАО составляет не более 2 кВт/м³, при этом оценка в 1 кВт/м³ является более реалистичной (см. рисунки 1–2).

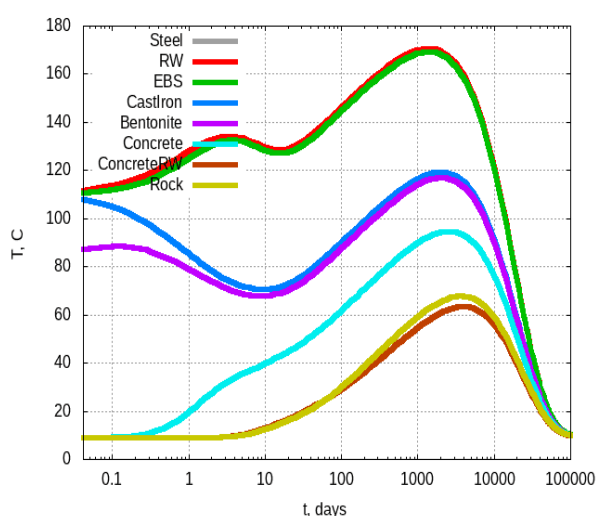


Рис 1. Оценка теплового состояния ПЗРО при компоновке УКХ ПВ с КФ ВАО в соответствии с концепцией KBS-3V

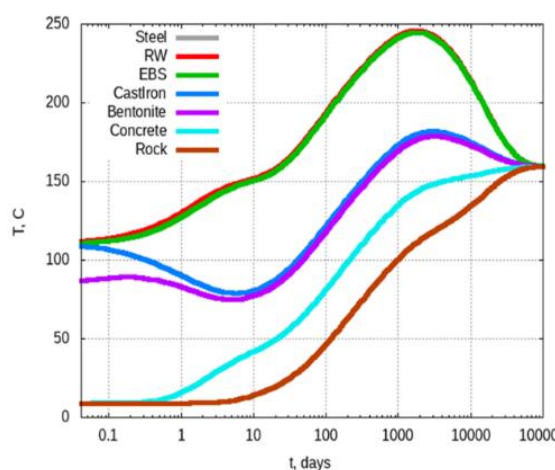
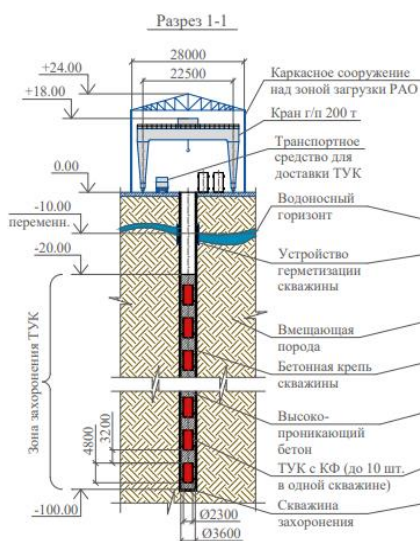


Рис 2. Оценка теплового состояния ПЗРО при компоновке УКХ ПВ с КФ ВАО в соответствии с концепцией скважинного захоронения

Далее по результатам первой итерации анализа температурных режимов ПЗРО, были сформированы «модельные» исходные данные площадки размещения ПЗРО, а также построена детализированная тепловая модель скважинного ПЗРО. Исходя из принятой компоновки ПЗРО и допустимых температур (для бентонитового буфера – 150 °С, для вмещающей породы до 100 °С) допустимое энерговыделение КФ ВАО (на момент закрытия ПЗРО) подтверждают полученное ранее значение ~ 1 кВт/м³ и демонстрируют зависимость допустимого тепловыделения в ячейке захоронения от температурных критериев барьеров безопасности.

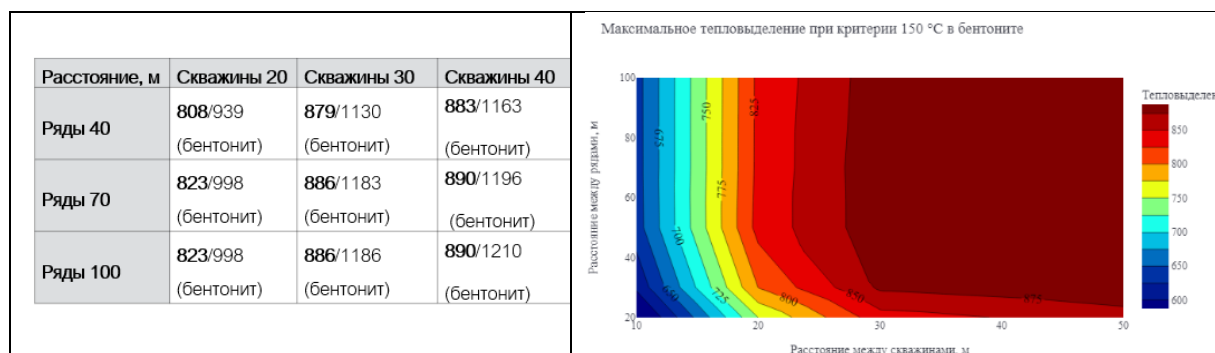


Рис.3. Результаты многовариантных тепловых расчетов ПЗРО

Сценарную оценку безопасности захоронения КФ ВАО проводили для перечня из 18 радионуклидов, которые были определены как радиологически значимые. Оценка перечня таких радионуклидов основывалась на значениях уровней освобождения от регулирующего контроля, зафиксированных в стандарте МАГАТЭ GSR part 3 [2], исходном содержании радионуклидов в ОЯТ, подлежащем переработке, и длительности сохранения изолирующей способности контейнера. В соответствующий перечень вошли следующие радионуклиды:

Целевые: Cs-135, Cs-137, Sr-90

Примесные:

Трансурановые – Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242, Np-237, Cm-245, Cm-246, Am-241, Am-242m, Am-243;

Альфа-излучатели – U-234, U-235, U-236, U-238;

Продукты деления и активации – C-14, Ni-63, Zr-93, Nb-94, Tc-99, Sn-126, I-129, Sm-151.

Были рассмотрены два сценария:

1. Базовый сценарий эволюции, который включает выщелачивание радионуклидов из стекломатрицы после разрушения УКХ ПВ через 20 000 лет (вследствие постепенной коррозии и разрушения под внешним давлением) после закрытия ПЗРО и миграцию радионуклидов в горизонте подземных вод, используемом для питьевого водоснабжения населения посредством скважины/колодца.
2. Сценарий вторжения в ПЗРО. В данном сценарии рассматривается вариант бурения скважины в тело ПЗРО, в результате чего на поверхность извлекается смесь грунта, составляющих ИББ и РАО. Расчет сценария вторжения проводился аналитически на основании алгоритма, представленного в Публикации МАГАТЭ №1380 Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities [3].

Миграционные расчеты для базового сценария эволюции проводились с учетом цепочек радиоактивных превращений. Для сформированного модельного ПЗРО посредством

выполнения анализа чувствительности к различным параметрам модели были определены ее параметры, оказывающие наибольшее влияние на результат оценки безопасности и выполнены расчеты для двух характеристик грунтов, соответствующих условно «хорошим» (глины) и условно «плохим» (пески) значениям характеристик для трех различных вариантов инфильтрационного питания (от засушливых до умеренных) (рис. 4–5).

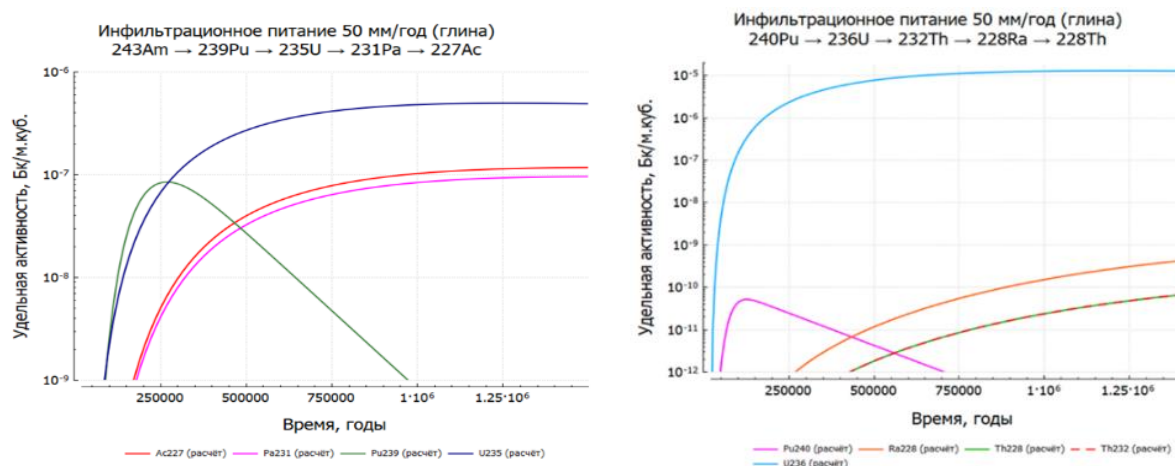


Рис 4. Ограничение на содержание р/н для ПЗРО, расположенного в глиняных формациях

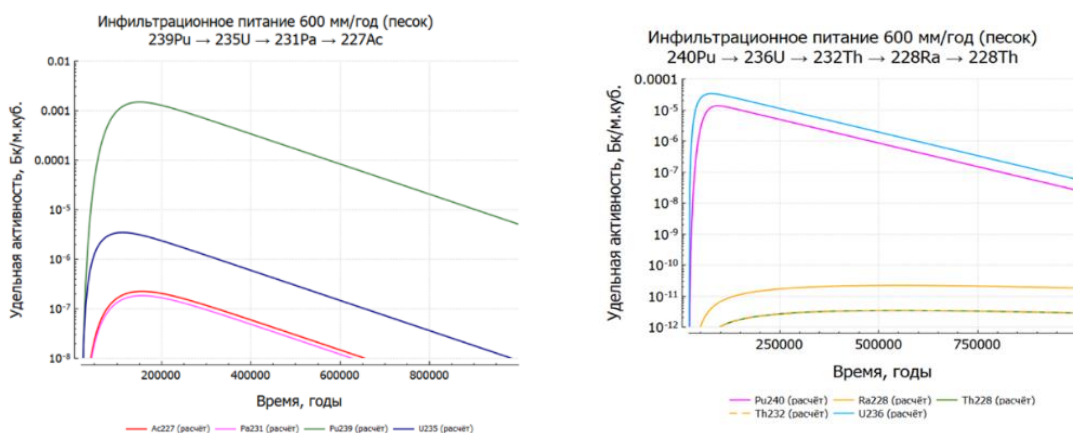


Рис 5. Ограничение на содержание р/н для ПЗРО, расположенного в песках

Результаты сценарных оценок показали, что ограниченный объем размещаемых КФ ВАО приводит к тому, что для большинства радиологически значимых радионуклидов ограничения устанавливаются по сценарию вторжения в ПЗРО. Исключение составляют лишь радионуклиды ^{14}C , ^{99}Tc и ^{129}I , обладающие высокой миграционной способностью.

Благодаря тому, что технология выделения КФ ВАО из ОЯТ позволяет регулировать содержание примесных радионуклидов, на основании сценарной оценки безопасности были определены необходимые показатели очистки продуктов переработки ОЯТ для захоронения КФ ВАО в заданных условиях. Наиболее жесткие требования предъявляются к изотопам плутония, концентрацию которых необходимо сократить более чем в 10^5 раз относительно исходной в ОЯТ.

Практические выводы

Что означают полученные результаты в контексте требований к переработке ОЯТ:

1. В рамках рассматриваемой концепции захоронения РАО от переработки ОЯТ допустимое тепловыделение составляет 1 кВт/м^3 . Для его достижения целевого показателя тепловыделения с исходных кВт/м^3 25 требуется порядка 150 лет, что выходит за рамки привычных сроков эксплуатации ОИАЭ. При этом снижение тепловыделения даже с увеличением объема РАО позволит обеспечить приемлемый температурный режим, но в то же время несет издержки в виде большего объема выработок породы, затрат на ИББ и т.д. Следовательно, имеется оптимальное значение, и рекомендацию МАГАТЭ «минимизируй», нужно интерпретировать как «минимизируй с учетом технических и экономических факторов».

2. Стремление «фракционировать» должно быть разумно обосновано. Сценарная оценка безопасности показывает, что все трансурановые элементы опасны при непреднамеренном вторжении человека в систему захоронения, которое не рассматривается для ПЗРО. В то же время радионуклиды с высокой миграционной способностью следует размещать в малопроницаемых слоях, даже если они расположены существенно ближе к поверхности, поскольку они несут в себе основную опасность за счет высокой вероятности выхода из системы захоронения.

Новые критерии классификации РАО, установленные Постановлением Правительства № 1929 [4], разграничивает критерии классификации и критерии приемлемости РАО для захоронения. Критерии приемлемости отходов для захоронения в конкретный ПЗРО зависят от фактических аспектов проектирования и планирования объекта. Если ранее допустимые уровни удельной активности различных нуклидов устанавливались Постановлением Правительства № 1069 [5], то на данный момент допустимые значения могут быть уточнены при проектировании ПЗРО и обосновании его безопасности в рамках более детализированной оценки безопасности с учетом фактических характеристик РАО. Это открывает достаточно широкие возможности по гибкой настройке технологий переработки в привязке к системе ПЗРО. Это означает, что теперь следует рассматривать систему переработки РАО и систему захоронения в совокупности. Отметим, что именно такой подход заложен в мероприятия 4 (Оптимизация объемов образования РАО от ОЯТ) уже предусматривается распоряжением ГК «Росатом» № 802-р «Комплексный План мероприятий по созданию инфраструктуры обращения с РАО, включая баланс РАО (в разрезе классов РАО), минимум до 2050 года».

Список литературы

1. НП 093-14 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения»
2. Международное агентство по атомной энергии, Радиационная защита и безопасность источников излучения: Международные основные нормы безопасности. Серия норм МАГАТЭ по безопасности, No. GSR Part 3 (Interim), IAEA, Вена, 2011 г.
3. Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities. IAEA-TECDOC-1380. IAEA, Vienna (2003).
4. Постановление Правительства РФ от 29 октября 2022 г. № 1929 «О внесении изменений в постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069».
5. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов».