DOI: 10.25283/2587-9707-2025-4-64-74 УДК 621.039.7

БЕЗОПАСНОСТЬ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО КАК ФАКТОР ВЫБОРА СПОСОБА ОБРАЩЕНИЯ С РАО ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ АЭС

А. А. Самойлов[1], Т. А. Александрова[1], Н. И. Дробышевский[1], А. В. Дёмин[1], Г. Д. Неуважаев[1], В. Ю. Коновалов[2], И. В. Гусаков-Станюкович[3], А. В. Шереметьев[3]

[1]Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

[2]Госкорпорация «Росатом», Москва

[3]АО «Техснабэкспорт», Москва

Статья поступила в редакцию 6 октября 2025 г.

В настоящей статье показано, как ориентация на частные критерии приемлемости захоронения РАО в рамках отдельного продуктового направления (ПН) «Сбалансированный ЯТЦ» позволяет обеспечить получение стандартизированного продукта переработки ОЯТ, безопасность захоронения которого при определенных условиях может быть обеспечена без захоронения в глубоких геологических формациях.

Ключевые слова: *радиоактивные отходы, радиохимические производства, переработка отработавшего ядерного топлива, захоронение радиоактивных отходов, фракционирование радиоактивных отходов, сбалансированный ядерный топливный цикл.*

Введение

Атомная энергетика (АЭ) на сегодняшний день является одним из устойчиво развивающихся источников генерации электроэнергии. Однако темпы и масштабы ее развития во многом зависят от решения проблем обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). Несмотря на кажущуюся простоту «открытого» ядерного топливного цикла (ЯТЦ), в котором ОЯТ захоранивается в глубоких геологических формациях без переработки или его долговременно хранят как отложенное на десятилетия решение, радиохимическая переработка ОЯТ имеет по сравнению с данными подходами высокий потенциал, связанный с возможностью рецикла ядерных материалов и топливообеспечения АЭ в условиях ограниченности разведанных запасов природного урана.

В настоящее время в Российской Федерации широко обсуждаются подходы к переработке ОЯТ с целью «замыкания» ЯТЦ и перехода к полномасштабной двухкомпонентной атомной энергетике [1]. При этом выбор схемы обращения с топливом осуществляется в основном исходя из устоявшихся практик, что, по-видимому, объясняется тем, что комплекс требований об обязательности захоронения радиоактивных отходов (РАО) и обеспечению их безопасности появился в Российской Федерации относительно недавно (2011 г.), с вступлением в силу № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» [2], в то время как переработка ОЯТ производится с 70-х годов прошлого века. Вместе с

тем, учитывая сложность и стоимость захоронения РАО, оно будет оказывать существенное (а, возможно, и определяющее) влияние на выбор оптимальной схемы переработки ОЯТ.

В Российской Федерации стремительно развиваются технологии фракционирования продуктов переработки ОЯТ, которые предполагают не только классическое извлечение делящихся элементов, но и минорных актинидов и/или щелочных и щелочноземельных элементов, то есть основных теплогенерирующих радионуклидов. Считается, что внедрение технологий фракционирования продуктов переработки ОЯТ позволит решить не только накопившиеся проблемы ядерного наследия, но и задачу топливообеспечения реакторов на быстрых нейтронах (РБН).

Промышленное внедрение технологий фракционирования планируется осуществить в рамках создания завода большой производительности (ЗБП), оптимальная технологическая конфигурация которого в настоящее время прорабатывается с учетом различных схем фракционирования.

Таким образом, помимо классического сценария переработки ОЯТ, в настоящий момент при создании концепции ЗБП рассматриваются следующие сценарии фракционирования [3]:

1) **Выделение «короткоживущей» фракции (КФ) ВАО.** Рафинат высокоактивных РАО (ВАО) после выделения КФ (Cs-Sr) включается в боросиликатное стекло (БСС). Выделенная «короткоживущая» фракция также включается в БСС и после выдержки направляется на захоронение в ПЗРО (приповерхностный или среднеглубинный) или возвращается иностранному заказчику переработки ОЯТ.

2) **Выделение «короткоживущей» фракции и минорных актинидов.** Рафинат ВАО после фракционирования включается в БСС и направляется на хранение (выдержку), а затем на захоронение в пункт глубинного захоронения РАО (ПГЗРО). Обращение с КФ аналогично сценарию 1. Фракция минорных актинидов дожигается в РБН.

3) **Выделение минорных актинидов.** Рафинат ВАО после выделения минорных актинидов включается в БСС и после выдержки для снижения энерговыделения направляется в ПГЗРО. Фракция минорных актинидов дожигается в РБН.

4) **Выделение «короткоживущей» фракции, минорных актинидов и других радионуклидов.** Из рафината ВАО выделяются КФ и минорные актиниды. Обращение с ними аналогично сценариям выше. Оставшиеся продукты разделяются на несколько фракций, включаются в индивидуальные матрицы, обладающие высокой изотопной емкостью, и направляются на захоронение после выдержки для снижения энерговыделения (при необходимости).

Первый сценарий предполагается к реализации в рамках проекта ГК «Росатом» «Сбалансированный ядерный топливный цикл» (СбЯТЦ), который предполагает разработку комплексного внешнеторгового предложения для «стран-новичков» в атомной отрасли. Это предложение позволит таким странам избежать необходимости строительства на своей территории ПГЗРО. Заказчику данной технологии будет осуществляться возврат эквивалента активности ОЯТ, ввезенного в Россию на переработку, в виде КФ ВАО.

Таким образом, технология сбалансированного ЯТЦ представляет собой комплекс решений, включающий систему захоронения РАО и технологию кондиционирования продуктов переработки ОЯТ. Этот подход позволяет сформулировать требования к конечным продуктам переработки, исходя из критериев безопасности их последующего захоронения. При этом предлагается комплексная услуга по их размещению в многоцелевых контейнерах УКХ ПВ, которые одновременно рассматриваются как ТУК для технологического хранения и перевозки ОЯТ, а в будущем потенциально как контейнеры для захоронения КФ на территории страны — заказчика услуги по переработке ОЯТ.

Такое решение не противоречит требованиям нормативных правовых актов в области использования атомной энергии. Если ранее допустимые уровни удельной активности различных нуклидов при классификации РАО и выборе соответствующего способа захоронения устанавливались Постановлением Правительства № 1069 [4], то на данный момент со вступлением в силу поправок к нему [5] допустимые значения удельной активности короткоживущих радионуклидов могут быть установлены при проектировании ПЗРО и обосновании его безопасности в рамках ее более детализированной оценки с учетом фактических характеристик РАО и системы захоронения. Другими словами, критерии приемлемости отходов для захоронения в конкретный ПЗРО определяются на основе анализа важности для безопасности различных элементов системы захоронения РАО [6]. Это открывает достаточно широкие возможности по обращению с продуктами переработки ОЯТ, поскольку позволяет сформировать требования к их характеристикам исходя из возможностей системы захоронения РАО.

Опытно-промышленная отработка технологических решений продуктового направления

«Сбалансированный ЯТЦ» будет проводиться на создаваемой демонстрационной инфраструктуре площадки ФГУП «ГХК».

В рамках настоящей статьи показано, как ориентация на частные критерии приемлемости захоронения РАО позволяет обеспечить получение стандартизированного продукта переработки ОЯТ, безопасность захоронения которого при определенных условиях может быть обеспечена без изоляции в глубоких геологических формациях, что существенно повышает привлекательность процесса в качестве бизнес-услуги.

Принципы обеспечения и обоснования безопасности ПЗРО

Одним из общепринятых принципов обеспечения безопасности ПЗРО является принцип многобарьерности, который обеспечивается системой инженерных барьеров безопасности (ИББ) и вмещающими породами. Основной задачей ИББ является удержание радионуклидов и сокращение их выхода за пределы сооружения, а функцией природных барьеров — изоляция человека и окружающей среды от вредного воздействия РАО, равно как и минимизация возможного воздействия человека на инженерные барьеры и сами отходы. При их захоронении в качестве вмещающих пород, как правило, рассматривают: кристаллические и осадочные породы большой мощности (такие как, например, глинистые), а также отложения солей. В качестве ИББ обычно рассматривают «матрицу» РАО, контейнеры (в основном металлические), слои бетона и специально подготовленные глинистые материалы.

Обоснование безопасности ПЗРО в период после его закрытия предполагает проведение прогнозного расчета радиационного воздействия на население и окружающую среду с последующим сравнением полученных результатов с установленными допустимыми уровнями. При этом важным является учет всех факторов, оказывающих (или способных оказать) существенное влияние на состояние системы захоронения РАО, осуществляемый путем разработки обоснованного набора сценариев ее эволюции с расчетно-экспериментальной оценкой последствий каждого из них.

В отношении ОЯТ и высокоактивных продуктов его переработки важнейшим фактором, который необходимо иметь в виду при обосновании безопасности, является их существенное тепловыделение, приводящее к повышению температуры системы захоронения РАО. Оно играет ключевую роль при выборе концепции окончательной изоляции отходов и характеристик ИББ, т. к. способно оказать значительное негативное влияние на ряд критически важных для безопасного захоронения РАО показателей, таких как механическая прочность, коррозионная стойкость и другие физические и химические свойства ИББ.

Контейнер, в котором захораниваются РАО с высоким начальным тепловыделением (такие как КФ ВАО), рассматривается в качестве основного удерживающего барьера, главной функцией которого является предотвращение выхода радионуклидов за пределы упаковки в «тепловой период», когда высокая температура отходов способна влиять на снижение защитных свойств других ИББ. Это, с одной стороны, минимизирует негативное воздействие характеристик РАО, а с другой — повышает предсказуемость поведения системы захоронения в долгосрочной перспективе. Приняв подобный подход, оценку безопасности захоронения КФ ВАО можно разделить на два относительно независимых блока:

1. Определение температурного режима ПЗРО, не приводящего к нарушению целостности инженерных барьеров при захоронении продуктов переработки ОЯТ.
2. Проведение оценки долговременной безопасности ПЗРО при прекращении значимого тепловыделения и снижении температуры в системе захоронения до значений, сопоставимых с характерными для участка его размещения природными уровнями.

Оценка тепловых режимов ПЗРО при захоронении КФ ВАО — продуктов переработки ОЯТ

Для обоснования возможности захоронения тепловыделяющих РАО от переработки ОЯТ была выполнена оценка температурных режимов, складывающихся в пределах ИББ и в геосфере, для различных возможных конструкций ПЗРО, с целью определения допустимого начального тепловыделения для разных вариантов размещения упаковок с КФ ВАО в концепции скважинного захоронения. Отметим, что подобная компоновка является целесообразной для относительно небольшого объема захоронения, осуществляемого в течение длительного периода времени, за счет возможности модульного сооружения ячеек захоронения, без необходимости эксплуатации значительного количества выработок, использование которых будет осуществляться в отдаленной перспективе. Многовариантные расчеты тепловых режимов выполнены в два этапа.

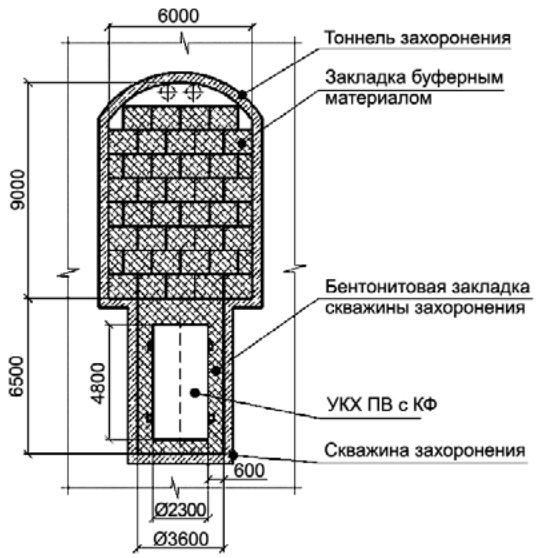
На первом в качестве моделируемых компоновок были определены следующие: одиночные ячейки (для оценки диапазонов изменения геометрий системы захоронения РАО); линейное расположение (моделирующее ситуацию, когда расстояние между рядами упаковок многократно превышает расстояние между соседними упаковками КФ ВАО), «сеточное» размещение упаковок КФ ВАО с равномерным шагом (для прогнозирования тепловых полей при их наиболее компактном расположении).

На основании полученных результатов первого этапа работ выполнен уточняющий прогноз тепловых воздействий ПЗРО на ИББ и вмещающую породу с учетом предполагаемой конструкции, концепция которой (расположение ячеек захоронения относительно друг друга, расположение тепловыделяющих упаковок КФ ВАО и не тепловыделяющих элементов ИББ в ячейке захоронения) была выбрана с учетом результатов, полученных на предыдущем этапе работ.

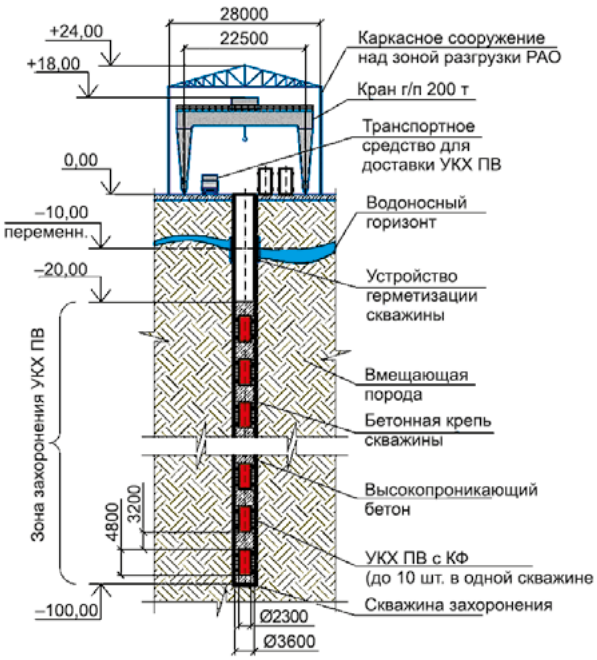
На первом этапе в каждой серии вычислений задавалось единичное удельное тепловыделение РАО на момент захоронения (условно 1 кВт/м^3), после расчета распределения полей температур аналитически определялось предельное тепловыделение, соответствующее установленным критериям температурного режима: 100 °С — для вмещающей геологической среды [7], 150 °С — для глинистых материалов ИББ буферной зоны [7] и 450 °С — для стеклоподобного матричного материала [8]. Отметим, что данные ограничения ориентируются на классические, принятые в международной практике, при этом в дальнейшем могут и изменяться при пересмотре функций безопасности отдельных элементов ИББ (например, температура стеклокомпаунада может быть принята и более высокой при условии, если на нее не накладываются функции обеспечения безопасности в долгосрочной перспективе). При моделировании были рассмотрены компоновки ПЗРО, за основы которых приняты скважинная концепция захоронения BOSS [9] и концепция захоронения ОЯТ KBS-3V. В качестве рассматриваемых вмещающих пород рассматривались рыхлые отложения и скальные породы.

Полученные результаты продемонстрировали, что для рассмотренных компоновок ПЗРО тепловыделение размещаемых для захоронения отходов, в составе которых подавляющее количество радионуклидов имеют период полураспада не более 31 года, не должно превышать 2 кВт/м^3 от каждой отдельной упаковки КФ ВАО, чтобы не привести к нарушению целостности инженерных барьеров, при этом среднее начальное тепловыделение упаковки КФ ВАО в ПЗРО не должно превышать 1 кВт/м^3.

По результатам проведения первого этапа прогнозирования тепловых полей была констатирована сложность выбора конкретного варианта захоронения РАО в условиях неопределенности характеристик площадки размещения ПЗРО, однако в качестве наиболее перспективных рекомендованы концепция захоронения тепловыделяющих РАО, близкая к шведско-финской концепции захоронения ОЯТ, — KBS-3V (рис. 1а) и скважинная концепция захоронения (рис. 1б).



а) KBS-3V



б) BOSS

Рис. 1. Рекомендованные по результатам прогнозных тепловых расчетов первого этапа концепции захоронения КФ ВАО

Выбор концепции KBS-3V определен наличием наиболее проработанного аналога для задачи захоронения тепловыделяющих РАО (ПЗРО Onkalo в Финляндии), при этом ее реализация целесообразна для относительно большого количества таких упаковок в связи с высокими условно-постоянными расходами на обеспечение доступа к подземному горизонту. В то же время скважинная концепция может быть рекомендована для захоронения небольшого (до 100 упаковок) количества тепловыделяющих РАО.

Итоговое количество упаковок КФ ВАО, направляемых на захоронение, будет зависеть от целого ряда факторов: от объемов переработки ОЯТ, от исходных характеристик КФ ВАО, а также от требований к тепловым режимам сооружаемого для их захоронения ПЗРО, которые могут привести к необходимости снижения удельной активности (и пропорциональному увеличению объема) РАО или снижению количества первичных упаковок в составе передаваемого на захоронение контейнера. В целом, исходя из рассматриваемого сценария переработки ОЯТ от двух блоков ВВЭР-1200 за 60 лет эксплуатации и характеристик прогнозируемой к получению КФ ВАО, количество упаковок будет составлять не более 40 штук, в каждой из которых предположительно будет размещено не более 5,4 м^3 РАО с удельной активностью до 3 500 Ки/кг. Для такого сравнительно небольшого объема принято целесообразным проработать решения скважинного ПЗРО, аналогичного BOSS, обладающего в данном случае дополнительным достоинством: сооружение такого объекта (отдельных скважин) может быть синхронизировано с темпами поступления упаковок РАО на захоронение. Отметим, что в случае необходимости, их оцененное количество может быть увеличено при снижении исходного тепловыделения КФ ВАО, при этом без критического изменения концепции захоронения.

Для дальнейшей проработки были сформулированы требования к геологическим условиям площадки потенциального расположения ПЗРО, на основе которых построены детализированные прогнозные модели тепловых полей, создаваемых тепловыделяющими РАО, размещенными в нем. Исходя из принятой компоновки ПЗРО и температур геологической среды и ИББ, при которых они выполняют функции безопасности, было определено допустимое начальное удельное тепловыделение РАО (на момент его закрытия). Результаты вычислений подтверждают полученное ранее ограничение — ~ 1 кВт/м^3.

При этом стоит отметить, что достижение целевого показателя по тепловыделению в 1 кВт/м^3

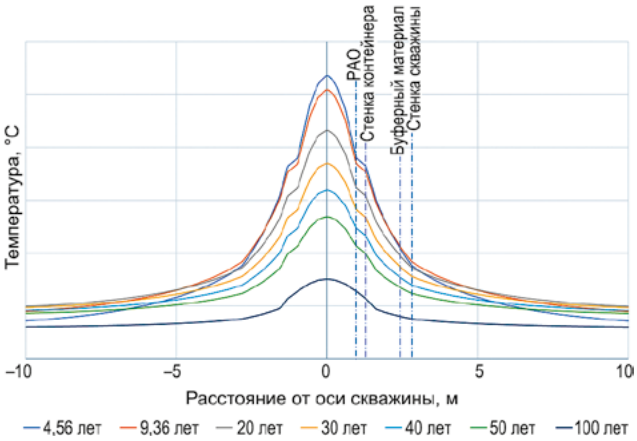


Рис. 2. Результаты уточненных прогнозных расчетов тепловых полей при захоронении КФ ВАО в скважинном ПЗРО

при его исходном значении для отходов, образующихся от переработки ОЯТ в 25 кВт/м^3, требует периода выдержки порядка 150 лет, что превышает сроки эксплуатации ОИАЭ и потребует создания отдельного хранилища таких РАО с длительным сроком эксплуатации. Тем не менее, процесс снижения тепловыделения за счет радиоактивного распада предсказуем, и необходимые для безопасного захоронения характеристики КФ ВАО в конечном итоге будут достигнуты. Однако в таком случае для хранения большого объема РАО, которые будут образованы в течение всего жизненного цикла АЭС, дополнительно потребуется сооружение соответствующей инфраструктуры на территории страны-заказчика или Российской Федерации.

Необходимая выдержка РАО для снижения их тепловыделения позволит обеспечить приемлемый температурный режим ПЗРО, но привнесет ряд издержек. Многовариантные расчеты показывают, что значительным потенциалом к снижению тепловой нагрузки на систему захоронения имеют варианты кратного уменьшения вместимости контейнера для захоронения КФ ВАО, а также варьирование характеристик при фракционировании для создания менее «энергонапряженного» конечного продукта. Это, в свою очередь, потребует большего объема горных выработок для захоронения, затрат на создание ИББ и т. д. В настоящий момент также прорабатываются различные инженерные решения по оптимизации теплового режима ПЗРО. Так, например, потенциально для снижения тепловой нагрузки на систему захоронения и, как следствие, увеличения исходного тепловыделения РАО могут быть использованы устройства для термостабилизации грунта [11], внедрение которых возможно при сооружении ПЗРО на

средней глубине, в отличие от глубинного захоронения РАО. Однако в столь консервативной области, как захоронение РАО, на текущий момент такие решения не применялись и в рамках исследований не рассматривались.

Отметим, что рекомендациям МАГАТЭ по минимизации количества и активности образующихся РАО необходимо следовать буквально — *«минимизируй с учетом технических и экономических факторов»*. Следовательно, выбор оптимального варианта обращения с РАО от переработки ОЯТ является задачей многокритериальной оптимизации по совокупным затратам на переработку, кондиционирование, упаковку, временное хранение и захоронение. При этом необходимо учитывать не только экономические факторы, но и общественную приемлемость решений, в том числе «обозримость» длительности полного цикла обращения во избежание «перекладывания бремени по обращению с РАО на будущие поколения».

Оценка долговременной безопасности захоронения КФ ВАО

Возможность захоронения КФ ВАО с принятыми характеристиками в приповерхностном ПЗРО (на глубине до 100 м) также оценивалась с точки зрения возможности обеспечения долговременной безопасности такого ПЗРО путем проведения прогнозного расчета потенциального радиационного воздействия на население и окружающую среду и последующего сравнения полученных результатов с допустимыми дозовыми уровнями.

Предварительная оценка безопасности захоронения КФ ВАО проводилась для перечня из 18 основных радионуклидов, которые были определены как радиологически значимые из потенциально входящих в их состав. Такой выбор основывался на анализе их исходного содержания в ОЯТ и оценки не превышения уровней освобождения от регулирующего контроля, зафиксированных в Общих требованиях безопасности МАГАТЭ GSR Part 3 [12], через 1 000 лет (с учетом накопления радионуклидов в принятом временном промежутке за счет распада родительских изотопов). Исключенные из рассмотрения радионуклиды, даже для сценариев непреднамеренного вторжения человека в систему ПЗРО, через 500 лет не будут представлять опасности для человека. В перечень радиологически значимых нуклидов были включены указанные в табл. 1.

При разработке сценариев для оценки долговременной безопасности системы захоронения

Таблица 1. Перечень радиологически значимых радионуклидов

Целевые радио нуклиды	Примесные радионуклиды		
	Трансурановые	Альфа-излучатели	Продукты деления и активации
^{135}Cs, ^{137}Cs, ^{90}Sr	^{238}Pu, ^{239}Pu, ^{240}Pu, ^{241}Pu, ^{242}Pu, ^{237}Np, ^{245}Cm, ^{246}Cm, ^{241}Am, ^{242m}Am, ^{243}Am	^{234}U, ^{235}U, ^{236}U, ^{238}U	^{14}C, ^{63}Ni, ^{93}Zr, ^{94}Nb, ^{99}Tc, ^{126}Sn, ^{129}I, ^{151}Sm

РАО были рассмотрены особенности, события и процессы (ОСП) природного и техногенного происхождения, способные существенно повлиять на безопасность ПЗРО, проанализированы причинно-следственные связи и установлены корреляции между ОСП, определены сценарии поступления радионуклидов в окружающую среду и пути воздействия на человека [13].

Сценарий нормальной эволюции (базовый сценарий) системы захоронения РАО (далее — СНЭ), в других источниках также называемый базовым сценарием, предусматривает эволюционное протекание всех процессов, в том числе: утрату защитных функций ИББ в результате естественной деградации по истечении срока службы, заполнение пустот в области размещения РАО грунтовыми водами, выход из них радионуклидов и переход в растворенную форму, миграция с подземными водами до области разгрузки или водопользования человеком. Временны́е оценки сохранения ИББ своих функций и активизации процессов массопереноса при реализации СНЭ представлены на рис. 3.

По результатам прогноза миграции радионуклидов за пределы ИББ для захоронения РАО через ближнюю и дальнюю зоны было оценено потенциальное дозовое воздействие на критическую группу населения, живущую и осуществляющую хозяйственную деятельность в непосредственной близости от него.

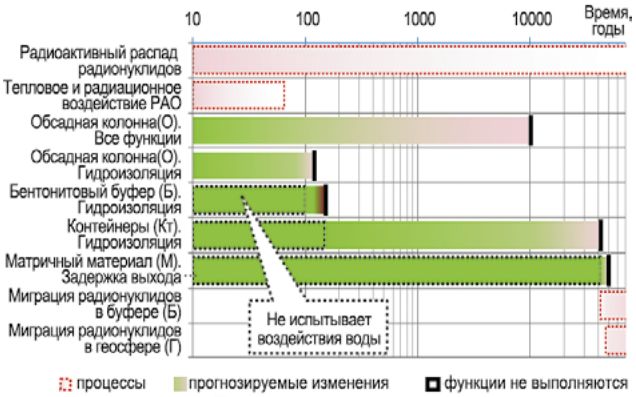


Рис. 3. Временные оценки сохранения ИББ своих функций и активизации процессов массопереноса при реализации СНЭ

Анализ внешних воздействий природного и техногенного характера на площадке ПЗРО (в том числе катастрофических) позволил выделить и объединить совокупность возможных вариантов развития эволюции в семь альтернативных сценариев (АС) для оценки безопасности системы захоронения РАО, включающие:

АС1. Разрушение «прочных» ИББ, например, в результате сейсмического воздействия запроектной магнитуды, возникающее через 100 лет после закрытия ПЗРО, то есть по окончании периода активного административного контроля, предусматривающего помимо мониторинга проведение восстановительных работ или компенсирующих мер в случае нарушения его целостности.

АС2. Изменение положения (снижение) уровня первого от поверхности водоносного горизонта в результате изменения климата или деятельности человека, возникающее через 100 лет после закрытия ПЗРО.

АС3. Ускоренная деградация буферного материала, вызванная взаимодействиями между подземными водами, элементами системы ИББ, повышенным тепловым воздействием РАО или нарушениями при создании буферного барьера (выбор непригодного материала, некачественное выполнение работ по уплотнению, прессованию, засыпке и т. д.).

АС4. Ускоренная деградация материала контейнеров или иное нарушение целостности упаковок РАО.

АС5. Утрата части функций безопасности системы захоронения РАО в результате деятельности человека в приповерхностной области (например, строительства дороги) с повреждением верхней части обсадной колонны и материала, заполняющего верхнюю часть скважин.

АС6. Снижение сорбционных свойств вмещающей ПЗРО геологической среды по отношению к мигрирующим радионуклидам.

АС7. Локальное непреднамеренное вторжение человека в систему захоронения — бурение скважины, потенциально затрагивающей матричный материал (РАО), нарушающий целостность упаковки и буферного слоя (принимается, что исходное событие реализуется после утери пассивного административного контроля, то есть знания о нахождении места расположения ПЗРО).

По результатам проведенных прогнозных расчетов были определены максимальные потенциальные дозовые воздействия на население при захоронении КФ ВАО (рис. 4).

Проведенная предварительная оценка долговременной безопасности продемонстрировала, что безопасность ПЗРО обеспечивается на весь

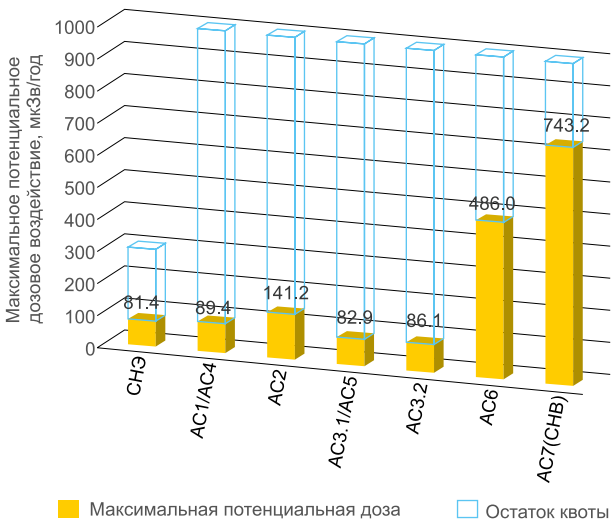


Рис. 4. Прогноз максимальных дозовых воздействий на население при реализации сценариев эволюции системы захоронения КФ ВАО

период потенциальной опасности размещаемых на захоронение радионуклидов, содержащихся в КФ ВАО, с учетом возможных негативных предположений и допущений всех рассмотренных сценариев эволюции. Суммарное потенциальное дозовое воздействие от ПЗРО на население при этом не превышает для:

- сценария нормальной эволюции — 100 мкЗв/год;
- альтернативных сценариев с учетом всех наиболее неблагоприятных эволюционных факторов — 500 мкЗв/год;
- для альтернативных сценариев, связанных с непреднамеренным вторжением человека в систему захоронения РАО — 1 мЗв/год.

Исходя из характеристик продуктов переработки ОЯТ и результатов выполненной предварительной оценки долговременной безопасности, для захоронения КФ ВАО в ПЗРО на глубине до 100 м наибольшей степени очистки в КФ ВАО требуют минорные актиниды (порядка 10 000 раз). Ограничения, накладываемые на итоговое содержание изотопов урана и трансурановых элементов в составе КФ ВАО по результатам проведенной оценки безопасности, представлены в табл. 2.

Заключение

В статье на примере концепции ПН «Сбалансированный ЯТЦ» рассмотрены ключевые аспекты выбора способа обращения с РАО от переработки ОЯТ с учетом требований безопасности их захоронения.

Проведенные исследования демонстрируют, что тепловыделение РАО оказывает существенное влияние на конструкцию ПЗРО, определяя

Таблица 2. Ограничения на содержание радионуклидов в КФ ВАО, которые могут размещаться в ПЗРО на глубине до 100 м

Изотоп	Удельная активность ОТВС (на момент переработки), Бк/т	Необходимая кратность снижения удельной активности изотопов урана и минорных актинидов в РАО от переработки ОЯТ относительно топлива в приповерхностном ПЗРО
^{234}U	$5 \cdot 10^{10}$	$4 \cdot 10^{3}$
^{235}U	$4 \cdot 10^{8}$	$2 \cdot 10^{4}$
^{238}U	$9 \cdot 10^{9}$	$1 \cdot 10^{2}$
^{237}Np	$2 \cdot 10^{10}$	$6 \cdot 10$
^{238}Pu	$4 \cdot 10^{14}$	$1 \cdot 10^{4}$
^{239}Pu	$1 \cdot 10^{13}$	$7 \cdot 10^{4}$
^{240}Pu	$3 \cdot 10^{13}$	$4 \cdot 10^{4}$
^{241}Pu	$4 \cdot 10^{15}$	$2 \cdot 10$
^{242}Pu	$2 \cdot 10^{11}$	$1 \cdot 10$
^{241}Am	$9 \cdot 10^{13}$	$1 \cdot 10^{4}$
^{242}Am	$6 \cdot 10^{11}$	$3 \cdot 10$
^{242m}Am	$3 \cdot 10^{12}$	$2 \cdot 10^{2}$
^{243}Am	$4 \cdot 10^{14}$	$3 \cdot 10^{4}$
^{242}Cm	$1 \cdot 10^{11}$	$8 \cdot 10^{0}$
^{244}Cm	$5 \cdot 10^{10}$	$1 \cdot 10^{2}$
^{245}Cm	$4 \cdot 10^{8}$	$6 \cdot 10$

требования к ИББ в зависимости от условий вмещающей среды и района сооружения ПЗРО. Установлено, что для обеспечения приемлемого температурного режима в системе захоронения тепловыделение РАО на момент захоронения в выбранных в рамках данного исследования условиях не должно превышать 1—2 кВт/м^3. При этом идет поиск перспективных технических решений, которые позволят увеличить допустимое энерговыделение, например, за счет внедрения в систему захоронения термостабилизирующих устройств.

Сценарная оценка долговременной безопасности подтвердила, что захоронение КФ ВАО в приповерхностных ПЗРО возможно при соблюдении установленных ограничений по содержанию долгоживущих радионуклидов, в частности, минорных актинидов. Наибольший вклад в потенциальное радиационное воздействие помимо целевых изотопов вносят трансурановые элементы, что требует их достаточно глубокого извлечения (при этом технологически достижимого) в процессе переработки ОЯТ.

Результаты проведенной работы продемонстрировали необходимость комплексного подхода к вопросу обращения с РАО от переработки ОЯТ, который должен учитывать не только технологические аспекты переработки, но и требования к их безопасному захоронению. Выбор оптимальной схемы обращения с РАО должен основываться на многокритериальном анализе, включающем экономические факторы и социальную приемлемость стратегии обращения с РАО при безусловном выполнении требований безопасности.

Идея об отказе от глубинного захоронения продуктов переработки ОЯТ, подлежащих возврату в страну заказчика технологий СбЯТЦ, является технологически реализуемой, при этом требования «не возложения чрезмерного бремени на грядущие поколения» и социальной приемлемости стратегии обращения с РАО от переработки ОЯТ ставят задачу по поиску перспективных технологических решений по повышению допустимого тепловыделения захораниваемых РАО.

Литература

1. *Тузов А. А., Троянов В. М., Гулевич А. В. и др.* К вопросу о начальном этапе замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетики России // Атомная энергия. 2022. Т. 133. № 2. С. 71—76.

2. Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации : федер. закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ (ред. от 19.12.2023) // Собр. законодательства Рос. Федерации. 2011. № 29. Ст. 4281.

3. *Тинин В. В., Дорофеев А. Н., Иванов К. В., Угрюмов А. В., Пидопригора Е. В., Большов Л. А., Линге И. И., Уткин С. С., Рябков Д. В., Семенов М. А., Калмыков С. Н., Винокуров С. Е., Мясоедов Б. Ф., Шадрин А. Ю., Дерябин С. А., Колупаев Д. Н., Котов С. А., Лукин С. А., В. А. Кащеев В. А.* О захоронении радиоактивных отходов на участке «Енисейский» и развитии радиохимического направления // Радиоактивные отходы. 2025. № 2 (31). С. 6—17. DOI: 10 25283/2587-9707-2025-2-6-17.

4. 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 : постановление Правительства Рос. Федерации от 19.10.2012 № 1069 (ред. от 29.10.2022) // Собр. законодательства Рос. Федерации. 2012. № 43. Ст. 5875.

5. О внесении изменений в Постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069 : постановление Правительства Рос. Федерации от 29.10.2022 № 1929 // Собр.

законодательства Рос. Федерации. 2022. № 45. Ст. 7803.
6. Derivation of Activity Limits for the Disposal of Radioactive Waste in Near Surface Disposal Facilities, IAEA-TECDOC-1380. Vienna, IAEA, 2003.
7. Effects of heat from high-level waste on performance of deep geological repository components. IAEA-TECDOC-319. Vienna, IAEA, 1984. 82 p.
8. Приказ Ростехнадзора от 15.12.2014 № 572 «Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения» (ред. от 17.11.2017).
9. BOSS: Borehole Disposal of Disused Sealed Sources, IAEA-TECDOC-1644. Vienna, IAEA, 2011.
10. Принципы и подходы, применяемые при проектировании пунктов захоронения радиоактивных отходов, Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии No. NW-T-1.27. Вена, МАГАТЭ, 2013.
11. Термостабилизация грунтов // РГ Технологии : [сайт]. — URL: https://www.rgtekh.ru/articles/termostabilizatsiya-gruntov/ (дата обращения: 12.06.2025).
12. Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety standards : IAEA safety standards series No. GSR Part 3. Vienna, IAEA, 2014. 436 p.
13. International Features, Events and Processes (IFEP) List for the Deep Geological Disposal of Radioactive Waste. Version 3. (NEA/RWM/R(2019)1). Paris, OECD Nuclear Energy Agency, 2019. 174 p.

Информация об авторах

Самойлов Андрей Анатольевич, кандидат технических наук, заведующий отделом, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: samoylov@ibrae.ac.ru.

Александрова Татьяна Александровна, научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: aleksandrova_ta@ibrae.ac.ru.

Дробышевский Николай Иванович, кандидат физико-математических наук, старший научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: dni@ibrae.ac.ru.

Дёмин Анатолий Викторович, главный эксперт, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: demin.122@yandex.ru.

Неуважаев Георгий Дмитриевич, кандидат технических наук, старший научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: neyvazhaev@ibrae.ac.ru.

Коновалов Владимир Юрьевич, эксперт проектного офиса ЕГС РАО, Госкорпорация «Росатом» (119017, Москва, ул. Большая Ордынка, д. 24), e-mail: VlaYKonovalov@rosatom.ru.

Гусаков-Станюкович Игорь Владимирович, директор по ОЯТ и Сбалансированному ЯТЦ, АО «Техснабэкспорт» (115184, Москва, Озерковская наб., д. 28, стр. 3), e-mail: Gusakov-Stan.I.V@tenex.ru.

Шереметьев Андрей Владимирович, руководитель проектного офиса по фракционированию ВАО, АО «Техснабэкспорт» (115184, Москва, Озерковская наб., д. 28, стр. 3), e-mail: Sheremetiev.A.V@tenex.ru.

Библиографическое описание статьи

Самойлов А. А., Александрова Т. А., Дробышевский Н. И., Дёмин А. В., Неуважаев Г. Д., Коновалов В. Ю., Гусаков-Станюкович И. В., Шереметьев А. В. Безопасность захоронения РАО как фактор выбора способа обращения с РАО от переработки ОЯТ АЭС // Радиоактивные отходы. 2025. № 4 (33). С. 64—74. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-4-64-74.

RW DISPOSAL SAFETY AS A FACTOR INFLUENCING THE SELECTION OF A MANAGEMENT METHOD FOR RW FROM NPP SNF REPROCESSING

Samoilov A. A.[1], Alexandrova T. A.[1], Drobyshevsky N. I.[1], Demin A. V.[1], Neuvazhaev G. D.[1], Konovalov V. Yu.[2], Gusakov-Stanyukovich I. V.[3], Sheremetyev A. V.[3]

[1] **Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia**

[2] **State Corporation "Rosatom", Moscow, Russia**

[3] **"OJSC Techsnabexport", Moscow, Russia**

Article received on October 6, 2025

This article demonstrates how the focus placed on specific RW acceptance criteria for disposal under the Balanced Nuclear Fuel Cycle product line may contribute to a standardized SNF reprocessing product whose safe disposal, under certain conditions, may be provided even without resorting to deep geological disposal designs.

Keywords: *radioactive waste, radiochemical production, spent nuclear fuel reprocessing, radioactive waste disposal, radioactive waste fractionation, balanced nuclear fuel cycle.*

References

1. Tuzov A. A., Troyanov V. M., Gulevich A. V. et. al. K voprosu o nachal'nom etape zamykaniya YATTS dvukhkomponentnoy yadernoy energetiki Rossii [On the Question of the Initial Stage of Closing the NFC of Two-Component Nuclear Power in Russia]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy,* 2022, vol. 133, no. 2, pp. 71—76.

2. *Ob obrashchenii s radioaktivnymi otkhodami i o vnesenii izmeneniy v otdel'nyye zakonodatel'nyye akty Rossiyskoy Federatsii* [On Radioactive Waste Management and Amendments to Certain Legislative Acts of the Russian Federation]: Federal Law No. 190-FZ of July 11, 2011 (as amended on December 19, 2023). Sobr. zakonodatel'stva Ros. Federatsii [Legislation of the Russian Federation]. 2011. No. 29. Art. 4281.

3. Tinin V. V., Dorofeev A. N., Ivanov K. V., Ugryumov A. V., Pidoprigora E. V., Bolshov L. A., Linge I. I., Utkin S. S., Ryabkov D. V., Semenov M. A., Kalmykov S. N., Vinokurov S. E., Myasoedov B. F., Shadrin A. Yu., Deryabin S. A., Kolupaev D. N., Kotov S. A., Lukin S. A., Kashcheev V. A. O zakhoronenii radioaktivnykh otkhodov na uchastke "Yeniseyskiy" i razvitii radiokhimicheskogo napravleniya) [Radioactive waste disposal at the Yeniseiskiy site and the development of radiochemical research]. *Radioaktivnyye otkhody — Radioactive Waste,* 2025, no. 2 (31), pp. 6—17. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-2-6-17.

4. *O kriteriyakh otneseniya tverdykh, zhidkikh i gazoobraznykh otkhodov k radioaktivnym otkhodam, kriteriyakh otneseniya radioaktivnykh otkhodov k osobym radioaktivnym otkhodam i k udalyayemym radioaktivnym otkhodam i kriteriyakh klassifikatsii udalyayemykh radioaktivnykh otkhodov* [On Criteria Applied to Categorize Solid, Liquid and Gaseous Waste as Radioactive Waste, Criteria for Radioactive Waste Categorization Either as Special Radioactive Waste or Retrievable Radioactive Waste and Classification Criteria for Retrievable Radioactive Waste]: Government Decree of the Russian Federation of October 19, 2012 No. 1069 (as amended on October 29, 2022). Sobr. zakonodatel'stva Ros. Federatsii [Legislation of the Russian Federation]. 2012. No. 43. Art. 5875.

5. O vnesenii izmeneniy v Postanovleniye Pravitel'stva Rossiyskoy Federatsii ot 19 oktyabrya 2012 g. No. 1069: postanovleniye Pravitel'stva Ros. Federatsii ot 29.10.2022 No. 1929 [On amendments to the Government Decree of the Russian Federation of October 19, 2012 No. 1069: Government Decree of the Russian Federation of October 29, 2022 No. 1929]. Sobr. zakonodatel'stva Ros. Federatsii [Legislation of the Russian Federation]. 2022. № 45. Art. 7803.

6. Derivation of Activity Limits for the Disposal of Radioactive Waste in Near Surface Disposal Facilities, IAEA-TECDOC-1380. Vienna, IAEA, 2003.

7. Effects of heat from high-level waste on performance of deep geological repository components. IAEA-TECDOC-319. Vienna, IAEA, 1984. 82 p.

8. Prikaz Rostekhnadzora ot 15.12.2014 No. 572 "Ob utverzhdenii federal'nykh norm i pravil v oblasti ispol'zovaniya atomnoy energii «Kriterii priyemlemosti radioaktivnykh otkhodov dlya zakhoroneniya" (red. ot 17.11.2017) [Order of Rostekhnadzor of December 15, 2014 No. 572 On Approved Federal Norms and Rules in the Field of Atomic Energy Use Radioactive Waste Acceptance Criteria for Disposal (as amended on November 17, 2017].

9. BOSS: Borehole Disposal of Disused Sealed Sources, IAEA-TECDOC-1644, IAEA, Vienna, 2011.

10. 10. Design Principles and Approaches for Radioactive Waste Repositories, IAEA Nuclear Energy Series No. NW-T-1.27. IAEA, Vienna, 2013.

11. *Termostabilizatsiya gruntov* [Thermal Stabilization of Soils]. RG Technologies: — URL: https://www.rgtekh.ru/articles/termostabilizatsiya-gruntov/ (accessed on: 12.06.2025).
12. Radiation protection and safety of radiation sources: international basic safety standards: IAEA safety standards series No. GSR Part 3. Vienna, IAEA, 2014. 436 p.
13. International Features, Events and Processes (IFEP) List for the Deep Geological Disposal of Radioactive Waste. Version 3. (NEA/RWM/R(2019)1). Paris, OECD Nuclear Energy Agency, 2019. 174 p.

Information about the authors

Samoilov Andrey Anatolyevich, Ph.D. in Technical Sciences, Head of the Department, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: samoylov@ibrae.ac.ru.

Alexandrova Tatiana Alexandrovna, Researcher, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: aleksandrova_ta@ibrae.ac.ru.

Drobyshevsky Nikolay Ivanovich, Ph.D. in Physical and Mathematical Sciences, Senior Researcher, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: dni@ibrae.ac.ru.

Demin Anatoly Viktorovich, Chief Expert, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: demin.122@yandex.ru.

Neuvazhaev Georgy Dmitrievich, Ph.D. in Technical Sciences, Senior Researcher, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: neyvazhaev@ibrae.ac.ru.

Konovalov Vladimir Yuryevich, Expert of the Project Office of the Unified State Register of Nuclear Energy, State Corporation "Rosatom" (24, Bolshaya Ordynka st., Moscow, 119017, Russia), e-mail: VlaYKonovalov@rosatom.ru.

Gusakov-Stanyukovich Igor Vladimirovich, Director for SNF and Balanced NFC, "OJSC Techsnabexport" (28/3, Ozerkovskaya nab., Moscow, 115184, Russia), e-mail: Gusakov-Stan.I.V@tenex.ru.

Sheremetyev Andrey Vladimirovich, Head of the HLW Fractionation Project Office, "OJSC Techsnabexport" (28/3, Ozerkovskaya nab., Moscow, 115184, Russia), e-mail: Sheremetiev.A.V@tenex.ru.

Bibliographic description

Samoilov A. A., Alexandrova T. A., Drobyshevsky N. I., Demin A. V., Neuvazhaev G. D., Konovalov V. Yu., Gusakov-Stanyukovich I. V., Sheremetyev A.V. RW disposal safety as a factor influencing the selection of a management method for RW from NPP SNF reprocessing. *Radioactive Waste,* 2025, no. 4 (33), pp. 64—74. DOI: 10.25283/2587-9707-2025-4-64-74. (In Russian).