

Концепция подземного хранилища отработавшего ядерного топлива судовых ядерных энергетических установок на Кольском полуострове

Н.Н. Мельников^{1,2,3}, В.П. Конухин¹, В.А. Наумов¹, П.В. Амосов^{1,4},
С.А. Гусак^{1,3}, А.В. Наумов^{1,5}, Ю.Р. Катков¹, Ю.Г. Смирнов^{1,3},
А.О. Орлов¹, Ю.Ю. Рыбин¹

¹ Горный институт КНЦ РАН

² Естественно-технический факультет АФ МГТУ, кафедра горного дела

³ Горный факультет КФ ПетрГУ, кафедра горного дела и обогащения

⁴ Физико-энергетический факультет КФ ПетрГУ, кафедра теплофизики

⁵ Горный факультет КФ ПетрГУ, кафедра прикладной механики и инженерной графики

Аннотация. В статье рассматриваются основные положения концепции долговременного хранения отработавшего ядерного топлива судовых ядерных энергетических установок, основанной на использовании регионального подземного хранилища, размещенного в геологических формациях Кольского полуострова.

Abstract. In the paper the principles of the concept of long-term storage of spent nuclear fuel from ship nuclear power units have been considered. The concept is based on using the regional underground storage facility in the geological formations of the Kola Peninsula.

1. Введение

В комплексе проблем, связанных с обращением с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) судовых ядерных энергетических установок (ЯЭУ) в регионе европейского Севера России, все большую остроту приобретает проблема длительного хранения ОЯТ, которое в настоящее время не принимается на переработку промышленностью, главным образом, по причине отсутствия необходимых технических средств по его утилизации на ПО "Маяк". По данным прогнозных оценок российских специалистов и зарубежных экспертов (Бемер и др., 2001; Рузанкин, Макеенко, 2000) количество неперерабатываемого (НП) ОЯТ, накопленного в регионе к 2020 г., может быть эквивалентно более 40 активным зонам транспортных реакторов. В зависимости от физического состояния, состава топливной композиции и особенностей обращения НП ОЯТ может быть разделено на несколько групп: ОЯТ реакторов атомных судов гражданского флота, содержащее топливную композицию на основе уран-циркониевого сплава; ОЯТ реакторов атомных подводных лодок (АПЛ) с жидкометаллическим теплоносителем, в состав топливной композиции которого входит интерметаллид $U\text{Be}_{13}$, диспергированный в бериллиевой матрице (в настоящее время хранение данного вида ОЯТ осуществляется в составе отработанных выемных частей (ОВЧ), каждая из которых представляет собой блочную конструкцию, включающую в себя активную зону с погруженными в нее стержнями СУЗ, боковой бериллиевый отражатель и верхнюю пробку биологической защиты); отработавшие тепловыделяющие сборки (ТВС) с неперерабатываемой топливной композицией, которые будут выгружены из реакторов специальных глубоководных АПЛ Северного флота; дефектное ОЯТ гражданских атомных судов и АПЛ; ОЯТ аварийных реакторов АПЛ.

С целью обеспечения безопасных условий хранения облученного топлива Федеральным агентством по атомной энергии России сформирована концепция обращения с ОЯТ, которая подразумевает контейнерное хранение топлива на срок до 50 лет, до создания необходимых мощностей для его переработки. Данная концепция базируется на использовании двухцелевых металлобетонных контейнеров (МБК), предназначенных для транспортирования, хранения и/или захоронения отработавшего ядерного топлива транспортных реакторов. В рамках этой концепции предполагается создание открытых накопительных площадок для временного хранения контейнеров с ОЯТ на нескольких специализированных предприятиях региона (*Contact Expert Group...*, 2000).

Но ограниченность собственных ресурсов Минатома России и зависимость от зарубежной финансовой помощи обуславливают значительную неопределенность в сроках реализации концепции

обращения с ОЯТ в регионе, включая проблему длительного хранения ОЯТ. Наибольшая неопределенность характерна для обращения с НП ОЯТ, вопрос о способе утилизации которого (переработка или захоронение) до сих пор остается открытым (Поляков и др., 2000).

Для обеспечения современных требований экологической безопасности в области обращения с облученным топливом Горным институтом КНЦ РАН предложена альтернативная концепция, основанная на создании и использовании непосредственно в регионе подземного хранилища, предназначенного для долговременного (до 100 лет) безопасного хранения проблемных видов топлива. Создание такого хранилища может рассматриваться в качестве составной части комплексной проблемы повышения радиационной безопасности окружающей среды и населения региона, включая проблему утилизации радиоактивных отходов, на основе использования уникальных свойств геологических формаций региона.

Основные положения этой концепции нашли отражение в соответствующих разделах статьи.

2. Выбор площадок для размещения подземного хранилища ОЯТ в Северо-Западном регионе России

Несмотря на имеющиеся и признанные международным сообществом рекомендации относительно выбора площадок для долговременного хранения и захоронения ОЯТ, типовая методология сравнения вариантов площадок и выбора оптимальных из них до настоящего времени не разработана.

Анализ мирового опыта показал, что в различных странах подходы при решении рассматриваемой проблемы существенно отличаются друг от друга, но можно выделить два основных направления (Côme et al., 1999). Первое направление сводится к предварительному решению по использованию какой-либо известной площадки и последующей проверке ее пригодности. Второе направление требует последовательного выполнения ряда обязательных процедур:

- определение критериев приемлемости площадок, их исключения или предпочтительности;
- составление перечня потенциальных площадок;
- определение оценочных параметров каждой из площадок как технического, так и социально-экономического характера;
- оценка и ранжирование предварительно выбранных площадок посредством многофакторного анализа;
- утверждение наиболее предпочтительной площадки.

Опыт многих стран показывает, что оба направления эффективны и могут дать хорошие результаты, причем первый в отдельных случаях может потребовать значительно меньших затрат.

Горным институтом был использован промежуточный вариант, перечень "привлекательных" площадок был ограничен, а сравнение площадок проводилось по сокращенной программе.

Все сказанное выше относится как к поверхностному, так и к подземному варианту хранилища ОЯТ. Но вполне очевидно, что в зависимости от размещения хранилища на дневной поверхности, в приповерхностных или глубоких геологических формациях значимость и вес отдельных параметров, характеризующих площадку, будет существенно изменяться. В частности, при подземном размещении больший вес приобретают технические аспекты, а при поверхностном – социальные, например, согласие населения территории, на которой расположена принятая площадка, но при любом варианте экологическая безопасность и экономическая приемлемость, в конечном итоге, играют ключевую роль.

Безопасность подземного хранилища ОЯТ и его экономическая приемлемость зависят от многих факторов, которые были сведены в три группы. Первая группа характеризует природные условия площадки, способные повлиять на эксплуатацию хранилища. Вторая группа определяет безопасность планируемого объекта при его нормальной загрузке и эксплуатации. Третья группа связана с экономическими и социальными оценками.

Совместное размещение с другими радиационно-опасными или ядерными объектами позволяет значительно сократить строительные и эксплуатационные затраты. Например, создание на одной площадке могильника радиоактивных отходов и долговременного хранилища отработавшего ядерного топлива позволяет использовать для обоих объектов не только одну и ту же транспортную инфраструктуру, но частично и подземную (подходные галереи, лаборатории и т.д.).

Предварительно выбранные площадки исследовались с точки зрения вероятности и степени воздействия как природных, так и антропогенных явлений при нормальном сценарии развития событий и при аварийных ситуациях. На основании работ, выполненных Горным институтом совместно с западноевропейскими и российскими партнерами, в список потенциальных площадок были включены следующие:

- в районе поселка Дальние Зеленцы (Мурманская область);
- в районе реки Кузрека (Мурманская область);
- на горе Шапочка (Архангельская область);

– в районе Сайда-губы (Мурманская область).

Ранжирование перечисленных выше площадок было осуществлено с учетом критериев, связанных с природными условиями, воздействием на животный мир и растительность в процессе эксплуатации, местом проживания и плотностью населения на ближайшей территории, а также экономическими показателями. При этом было введено поправочное условие, связанное с достоверностью имеющейся информации по каждой площадке. Результаты ранжирования площадок представлены в табл. 1.

Для размещения подземного хранилища проблемных видов ОЯТ была рекомендована площадка, расположенная на побережье Баренцева моря вблизи поселка Дальние Зеленцы.

Таблица 1. Результаты ранжирования площадок в баллах

Показатели	Площадки			
	Дальние Зеленцы	Кузрека	Сайда-губа	Шапочка
Количество баллов по оптимальной оценке	86	71	78	88
Место по оптимальной оценке	2	4	3	1
Количество баллов с учетом достоверности информации	88	71	80	69
Место с учетом достоверности информации	1	3	2	4

3. Концептуальная конструктивно-компоновочная схема подземного хранилища ОЯТ

Принятая в России концепция обращения с ОЯТ в части технических решений по контейнеризации облученного топлива предусматривает применение радиационно-защитного контейнера и чехлов, которые могут быть использованы при хранении и транспортировании ОЯТ. С учетом этого, хранение НП ОЯТ в подземном хранилище может осуществляться по различным вариантам, которые предусматривают сухой способ хранения ОЯТ. Один из вариантов предполагает размещение ОЯТ в основном в контейнерах, что в некоторой степени является развитием концепции контейнерного хранения. В этом случае для хранения ОЯТ может потребоваться примерно 210 контейнеров типа МБК-40, каждый из которых вмещает семь чехлов с отработавшими тепловыделяющими сборками (ОТВС). Дополнительно должно быть предусмотрено хранение ОТВС реакторов АПЛ с ЖМТ в количестве 9 единиц. По другому варианту предусматривается хранение ОТВС в чехлах, которые размещаются в специальных встроенных конструкциях подземного комплекса хранилища. В концептуальном отношении этот вариант соответствует схеме сухого хранения ОЯТ в отдельных чехлах (пеналах). В этом варианте в подземном модуле хранилища потребуется разместить примерно 2800 чехлов с ОТВС.

Согласно предлагаемой концепции долговременного хранения ОЯТ, предполагается создание подземного хранилища в приповерхностных геологических формациях на глубине около 100-150 м, сухой способ хранения упаковок с ОЯТ и многобарьерная система изоляции. В рамках этой концепции рассмотрены различные принципиальные схемы возможных решений по архитектуре подземного комплекса хранилища, основное отличие которых заключается в использовании различных по конструкции выработок доступа, имеющих различное функциональное назначение в части выполнения транспортных и вспомогательных операций. В качестве примера на рис. 1 приведена схема, при использовании которой главной выработкой доступа является уклон, а вертикальный ствол имеет вспомогательное назначение.

В качестве основных вариантов конструктивно-компоновочной схемы приняты конструкции модулей для хранения ОЯТ в металлобетонных контейнерах или во встроенной железобетонной конструкции. Эти конструкции позволяют достигать высокой плотности размещения ОЯТ, что приведет к уменьшению объемов горнопроходческих работ, снижению затрат на поддержание выработок, а также обеспечивает более широкие возможности контроля и управления процессами, происходящими в породном массиве и инженерных сооружениях как при строительстве, так и при эксплуатации хранилища.

Модуль для хранения ОЯТ в железобетонных контейнерах представляет собой камерную выработку сечением в свету 155 м².

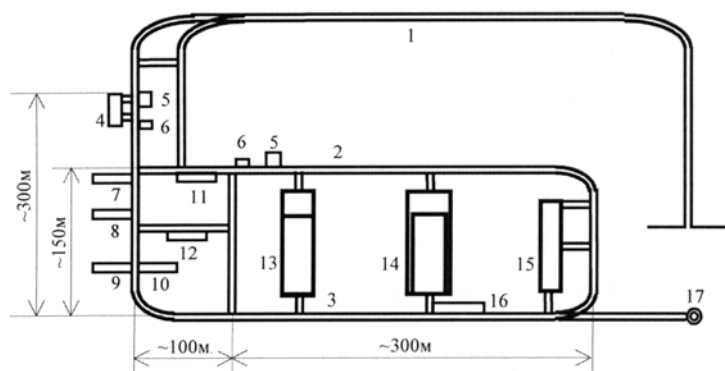


Рис. 1. Схема подземного комплекса хранилища ОЯТ:

1. Транспортный уклон; 2. Транспортная галерея; 3. Вентиляционно-сборочная галерея; 4. Лаборатория; 5. Камеры насосов и фильтров; 6. Электростанции; 7. Компрессорная; 8. Мастерская и гараж; 9. Бетонный узел; 10. Склад материалов; 11. Участок приемки; 12. Пульт управления; 13. Модуль контейнеров; 14. Модуль чехлов; 15. Модуль РАО; 16. Камера очистки воздуха; 17. Вспомогательный ствол

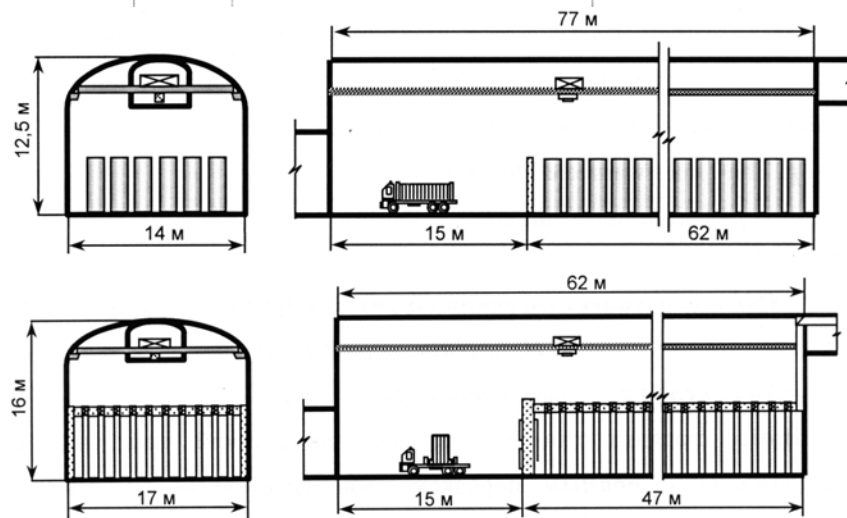


Рис. 2. Схема модуля для хранения контейнеров

Рис. 3. Схема модуля для хранения чехлов

Для доставки контейнеров с торца модуля устраивается транспортный заезд сечением 39 м^2 и длиной 30 м. С противоположной стороны модуля располагается вентиляционная сбойка сечением 18 м^2 и длиной 20 м. Модуль разделен железобетонной перегородкой на зону приемки и зону хранения. Принципиальная схема модуля представлена на рис. 2.

Металлобетонные контейнеры размещают в основании модуля, в вертикальном положении по одному в высоту. Расстояние между контейнерами составляет 0,3 м, это обусловлено необходимостью отвода тепла с наружной поверхности и применением кранового оборудования при постановке контейнера на хранение. Основные геометрические размеры модуля имеют следующие величины: длина модуля данного типа 77 м, ширина 14 м, высота 12,5 м. Общий объем модуля 11935 м^3 . Вместимость модуля составляет 210 контейнеров МБК и 9 ОВЧ в защитных контейнерах.

Модуль для хранения ОЯТ в чехлах (вариант хранения типа "КАСКАД") представляет собой камерную выработку сечением в свету 244 м^2 и оснащен дополнительно встроенной конструкцией. Принципиальная схема модуля представлена на рис. 3.

Встроенная конструкция состоит из железобетонных стен и перекрытия. В перекрытие встроены металлические трубы-колодцы, в которые размещают на хранение чехлы. Колодцы имеют герметичное основание и сверху закрываются герметичной заглушкой. В каждом колодце размещают по два чехла по высоте. Отвод тепла с наружной поверхности колодцев может осуществляться, как в результате принудительной подачи воздуха, так и за счет естественной конвекции. Отработанный воздух отводится по трубам с противоположного конца модуля через вентиляционную сбойку.

Основные геометрические размеры модуля следующие: длина модуля данного типа 62 м, ширина 17 м, высота 16 м. Общий объем модуля 15370 м^3 . Вместимость данного модуля составляет 2800 чехлов.

Вспомогательный модуль (рис. 1, поз. 15) предназначен для захоронения низкоактивных отходов, образующихся в процессе эксплуатации хранилища, и представляет собой камерную выработку сечением в свету 83 м^2 . Отходы на захоронение могут поступать в виде металлических бочек диаметром 0,6 или 1,6 м.

Подземный комплекс хранилища, кроме модулей для ОЯТ и эксплуатационных РАО, включает в себя ряд основных и вспомогательных выработок. Главная выработка доступа – транспортный уклон –

предназначена для выполнения следующих операций: доставка контейнеров с поверхности под землю, транспорт персонала, выдача пустых транспортных контейнеров хранилища на поверхность, движение горного оборудования, выдача отбитой горной массы, подача главной вентиляционной струи, размещение основных коммуникаций (кабели и трубы). Обеспечение раздельного движения в пространстве и по времени упаковок и персонала требуется в основном с точки зрения безопасности.

Горизонт модулей оформлен по кольцевой схеме транспортной и вентиляционно-сборочной галереями. Кроме основных выработок, на горизонте модулей располагается ряд вспомогательных камерных выработок для размещения служб и стационарного оборудования.

Предварительный технико-экономический анализ выполнен для двух вариантов компоновки подземного комплекса хранилища ОЯТ: I вариант – хранение ОЯТ осуществляется в металлобетонных контейнерах; II вариант – хранение ОЯТ осуществляется в чехлах во встроенной железобетонной конструкции. Расчетный строительный объем хранилища для хранения контейнеров составляет 106 тыс. м³; для чехлов – 109 тыс. м³. Результаты расчетов стоимости строительства и эксплуатации основных объектов хранилища ОЯТ обобщены в табл. 2.

Таблица 2. Общие и удельные затраты на хранение ОЯТ (в ценах 2000 г.)

Тип хранилища ОЯТ	Вид затрат				
	Строительство на площадке	Строительство подземного комплекса	Загрузка ОЯТ в модули	Оборудование с монтажом	Всего
в контейнерах:					
тыс. руб.	360 000	735 000	25 000	162 000	1 282 000
тыс. руб./ шт.	2 195.12	4 481.71	152.44	987.80	7 817.07
%	28.08	57.33	1.95	12.64	100
в чехлах:					
тыс. руб.	360 000	920 000	67 000	167 000	1 514 000
тыс. руб./ шт.	314.69	804.20	58.57	145.98	1 323.43
%	23.78	60.77	4.43	11.03	100

Основные капитальные затраты связаны со строительством подземного комплекса – около 60 %. Затраты эксплуатационного периода – загрузка модулей – составляют до 5 % от суммарных затрат на подземное строительство и оборудование.

При хранении ОЯТ в контейнерах суммарные затраты на строительство и сроки загрузки хранилища меньше. Расчетное размещение контейнеров МБК-40 может быть осуществлено в течение одного года, а размещение чехлов – в течение четырех лет; размещение эксплуатационных РАО – за два года при складировании контейнеров МБК-40 и за четыре года при работе с чехлами. В то же время, разница в стоимости строительства и эксплуатации хранилища для чехлов и для контейнеров (более 200 млн руб.) получена без учета стоимости контейнеров МБК-40, которая составляет по разным оценкам 125-160 тыс. долл. США за штуку.

Следует отметить, что конструктивно-компоновочная схема хранилища ОЯТ предусматривает создание расширенной подземной инфраструктуры для обеспечения функционирования подземного комплекса. Вместимость и количество модулей позволяет принять на хранение все количество ОЯТ, независимо от формы их подготовки поставщиками (чехол или МБК). Кроме того, принимая во внимание небольшую глубину заложения хранилища, существует возможность размещения на поверхности части вспомогательных систем, что позволит снизить объемы ГПР и, соответственно, стоимость хранилища.

4. Оценки безопасности при хранении ОЯТ

Обоснование безопасности является одним из основных положений предлагаемой концепции подземного хранилища ОЯТ. В соответствии с российскими нормативными документами и рекомендациями МАГАТЭ, в рамках данной научно-технической задачи рассмотрены, как основные, следующие вопросы: определение радиационных характеристик проблемных видов ОЯТ; отвод остаточных тепловыделений ОЯТ; обеспечение подкритичности системы хранения; обеспечение радиационной защиты персонала и населения. Методические подходы и результаты выполненных исследований достаточно подробно рассмотрены в работе (Melnikov et al., 2004). Кратко остановимся на основных результатах научного обоснования безопасности подземного хранилища ОЯТ.

4.1. Исследование радионуклидного состава ОЯТ судовых ЯЭУ

Для накопленного в регионе НП ОЯТ характерны значительные времена выдержки (10 или более лет) и, следовательно, осколки деления, имеющие периоды полураспада менее 1 года, уже распались до незначительного уровня активности. В настоящее время радиационные условия обращения с ОЯТ на различных этапах определяются долгоживущими радионуклидами.

Методика расчета изотопного состава ОЯТ основана на применении компьютерных программ РИТМ и КРАТЕР (Наумов и др., 1996а; б) для расчета реакторов как с учетом, так и без учета выгорания в течение кампании. Они описывают не только изменение во времени концентрации ядер из состава начальной загрузки (^{234}U , ^{235}U и ^{238}U), но и определяют содержание в топливе еще 22 долгоживущих актинидов и осколков деления, играющих существенную роль в оценках ядерной и радиационной безопасности хранения ОЯТ: ^{79}Se , ^{85}Kr , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{129}I , ^{137}Cs , ^{237}Np , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{242}Cm и др.

Активные зоны (АЗ) судовых реакторов при малых размерах отличаются значительной глубиной выгорания ядерного топлива, большим запасом реактивности в начале кампании, что требует учета влияния на поток нейтронов и его спектральное распределение (а, следовательно, и на изотопный состав топлива) поглощающих нейтроны материалов, которые используются для целей компенсации реактивности и пространственного профилирования мощности. Необходимо также рассматривать применяемое в практике профилирование энерговыделения неравномерным распределением топлива по объему АЗ. Поэтому определение изотопного состава ОЯТ судовых реакторов представляется весьма сложной нейтронно-физической задачей. Для ее решения была выполнена систематизация данных о реакторах ЯЭУ, с последующей разработкой упрощенных, но надежных (робастных) математических моделей (Мельников и др., 2003).

Робастные модели реакторов судовых ЯЭУ используют цилиндрическую модель для геометрического представления зон реактора с различными ядерно-физическими свойствами. Гетерогенная структура слоев АЗ учитывается с помощью подмоделей реакторной ячейки (топливо, оболочка, замедлитель, материалы органов СУЗ) и микроячейки (выгорающий поглотитель (ВП) нейтронов).

Для определения плотности потока нейтронов в топливе необходимы сведения о: мощности, энерговыработке и режиме эксплуатации АЗ; их геометрии и размерах; материальном составе активной зоны и отражателя; геометрии и числе твэл и ТВС; ВП и органах управления реактором; типе теплоносителя и его термодинамических параметрах.

Для математического описания выгорания топлива и накопления продуктов деления с помощью программного комплекса КРАТЕР выбираются три базовых типа ЯЭУ:

- ЯЭУ типа ОК-900 или ОК-900А с уран-циркониевым топливом в реакторах на тепловых нейтронах корпусного типа с водой под давлением;
- ЯЭУ с реакторами на промежуточных нейтронах, охлаждаемых эвтектикой Pb-Bi и
- ЯЭУ АПЛ 1-го и 2-го поколений.

Основные физико-технические характеристики реакторов судовых ЯЭУ, использованные как исходные данные для построения робастных моделей, как-то: номинальная и эксплуатационная мощности (N_b , $N_{экс}$), энерговыработка ϵ , типы топлива и теплоносителя и др., получены на основе анализа опубликованных данных (Melnikov et al., 2004; Мельников и др., 2003).

По результатам исследования топливных циклов в робастных моделях реакторов определены радионуклидные составы ОЯТ судовых ЯЭУ различного типа.

4.2. Отвод остаточных тепловыделений ОЯТ

Целью исследований теплового режима хранилища являлось определение оптимальных компоновок упаковок с ОЯТ, при которых обеспечивается отвод остаточных тепловыделений за счет естественных процессов: теплопроводности, радиационного теплообмена и свободной конвекции.

Численное моделирование процесса теплопереноса выполнялось с использованием программы FFM, разработанной одним из авторов (Наумовым А.В.) и позволяющей реализовать численное решение уравнения нестационарной теплопроводности в трехмерной постановке.

В рамках обоснования тепловой безопасности подземного хранилища ОЯТ рассматривались различные варианты хранения ОЯТ:

- хранение ОЯТ в контейнерах;
- хранение чехлов с ОЯТ в стальных трубах, размещенных в воздушной среде внутри встроенной железобетонной конструкции (типа "КАСКАД");
- хранение чехлов с ОЯТ в стальных трубах, размещенных в бетонном массиве внутри встроенной конструкции.

Для условий контейнерного хранения ОЯТ выполнено моделирование процесса переноса тепла внутри одиночного контейнера, отвод остаточных тепловыделений в котором осуществляется в основном за счет свободной конвекции и теплообмена излучением. Принятое в расчетах суммарное тепловыделение отработавших тепловыделяющих сборок, загруженных в контейнер, составляет примерно 770 Вт (при двухъярусном размещении сборок в чехлах). По результатам расчетов прогнозируется, что тепловое состояние контейнера характеризуется умеренным разогревом материалов и конструкций: максимальная температура зоны чехлов с ОТВС не превышает 80°C, а максимальная температура наружной поверхности контейнера составляет примерно 50°C.

Моделирование процесса отвода тепла радиоактивного распада для условий хранения ОЯТ в отдельных чехлах выполнялось при начальной интегральной величине МОЭ (мощность остаточных энерговыделений) неперерабатываемого ОЯТ к 2010 г., которая, по оценкам авторов доклада, составляет примерно 40 кВт. Рассматривались различные варианты компоновки чехлов в стальных трубах, установленных по периодической решетке во встроенной железобетонной конструкции: одноярусное размещение чехлов; двухъярусное размещение чехлов в одной трубе; размещение в трубах по одному чехлу, в каждом из которых ОТВС размещены в два яруса. Шаг трубной решетки варьировался от 0.5 м до 1 м.

В результате тепловых расчетов установлено, что, в зависимости от варианта чехлового типа хранения и величины шага размещения труб во встроенной конструкции, максимальная температура материалов может варьироваться от 80°C до 200°C. Так, например, в варианте хранения типа "КАСКАД", в котором отвод тепловыделений осуществляется, в основном, за счет свободной конвекции и теплообмена излучением, при минимальном рассмотренном шаге трубной решетки 0.50 м прогнозируемая максимальная температура в зоне чехлов с ОЯТ не превышает 100°C. При этом температура внутренней поверхности встроенной конструкции не превышает 80°C, а прогнозируемый уровень температуры основной массы материалов и конструкций в хранилище не превышает 40°C.

Для варианта хранения чехлов в бетонном массиве основным механизмом рассеяния тепла является теплопроводность бетонного массива и горной породы, что обуславливает наименее интенсивный отвод тепловыделений. Поэтому при шаге трубной решетки 50 см максимальная температура материалов в зоне размещения ОЯТ может достигать 200°C.

В качестве примера, иллюстрирующего результаты теплофизических расчетов для различных компоновок чехлов с ОЯТ, на рис. 4 приведено температурное поле в плоскости продольного сечения модели, которому соответствуют максимальные значения температуры через 2 года хранения ОЯТ в бетонном массиве при шаге трубной решетки примерно 0.70 м. Как видно из рис. 4, разогрев материалов до температуры 100°C и выше прогнозируется для ограниченной области хранилища. При этом температура большей части материалов и конструкций не превышает 60°C.

В целом, результаты выполненных расчетов позволяют сделать вывод о том, что оптимизация компоновки упаковок с ОЯТ рассматриваемого типа позволяет обеспечить отвод остаточных тепловыделений ОЯТ без применения системы принудительного охлаждения упаковок.

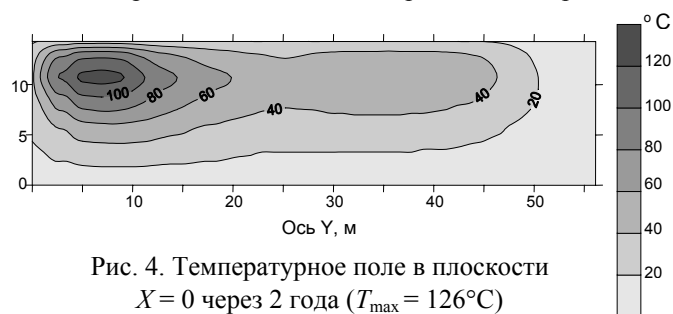


Рис. 4. Температурное поле в плоскости $X = 0$ через 2 года ($T_{\max} = 126^\circ\text{C}$)

4.3. Оценка ядерной безопасности

В задаче обоснования ядерной безопасности хранилища ОЯТ основное внимание было уделено изучению нейтронно-физических процессов для чехлового типа хранения топлива, которое представляет научно-практический интерес с точки зрения специфики факторов, определяющих масштаб размножения нейтронов в системе хранения чехлов с ОЯТ. Расчетно-теоретические исследования нейтронных полей в системе "упаковка с ОЯТ – защитные барьеры" как в условиях нормальной эксплуатации, так и для аварийных ситуаций проводились для двух типов хранения чехлов с ОЯТ в стальных трубах – гнездах хранения (ГХ) внутри встроенной железобетонной конструкции:

- при размещении ГХ в бетонном массиве;
- при размещении ГХ воздушной среде (типа "КАСКАД").

Хранилище сухого типа представляется как сооружение в подземной выработке, где по периодической решетке размещаются ГХ, в каждом из которых по высоте устанавливается по одному

или несколько герметичных пеналов (чехлов) с ОЯТ, состав их топливной зоны представлен типом уранциркониевого ОЯТ с обогащением 56.7 % по ^{235}U .

Параметры размножения нейтронов для шага размещения ГХ в интервале от 0.22 до 0.60 м были изучены с помощью реакторной программы РИТМ, в которой уравнение переноса нейтронов решается методом последовательных столкновений.

Результаты численных экспериментов позволили установить, что для условий нормальной эксплуатации (сухое состояние хранилища ОЯТ) нормативный уровень подкритичности ($K_{\text{inf}} \leq 0.95$) обеспечивается во всем рассмотренном диапазоне шага размещения ГХ для обоих типов хранения без применения каких-либо инженерно-технических мероприятий по обеспечению ядерной безопасности. Данное утверждение наглядно иллюстрируют расчетные характеристики ядерной безопасности хранилища, представленные на рис. 5 (сплошные линии 1 и 2). Из данных, приведенных на рис. 5, видно, что уровень подкритичности при нормальной эксплуатации для хранилища типа "КАСКАД" практически не изменяется во всем рассмотренном диапазоне шага размещения ГХ. Существенная зависимость размножающих свойств среды от расстояния между ГХ характерна для условий размещения ГХ в бетонном массиве.

В большей степени специфику подземного хранилища ОЯТ отражают аварийные ситуации, связанные с затоплением модулей хранилища водой, при которых нормативный уровень подкритичности достигается только для определенного диапазона значений шага размещения ГХ (пунктирные линии на рис. 5). В этих условиях гарантированная безопасность для варианта размещения ГХ в бетонном массиве достигается при шагах решетки равных или более 0.55 м. Более "тесная" решетка допускается в варианте хранения типа "КАСКАД", при котором нормативный уровень подкритичности достигается при шаге размещения 0.28 м. Поэтому с точки зрения ядерной безопасности хранение ОЯТ в воздушной среде допускает более экономичную компоновку ГХ.

Таким образом, в результате исследования получены характеристики ядерной безопасности хранения чехлов с ОЯТ, позволяющие оптимизировать параметры компоновки упаковок с ОЯТ в модуле подземного хранилища, при которых обеспечивается гарантированный уровень безопасности за счет внутренне присущих хранилищу свойств безопасности (физические свойства защитных барьеров и определенное пространственное размещение упаковок с топливом).

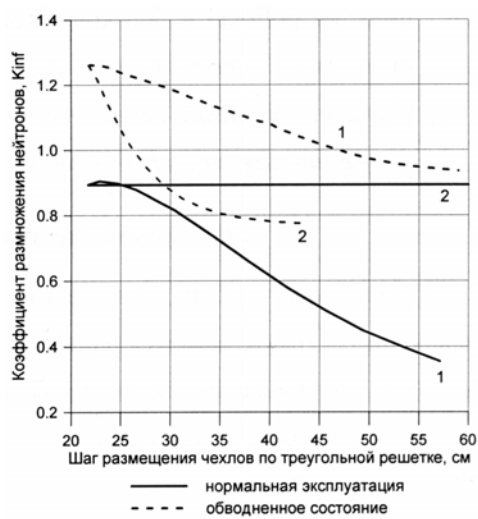


Рис. 5. Характеристика ядерной безопасности сухого хранения чехлов с ОЯТ в стальных трубах, размещаемых в модуле подземного хранилища: 1 – в бетонном массиве; 2 – в воздушной среде

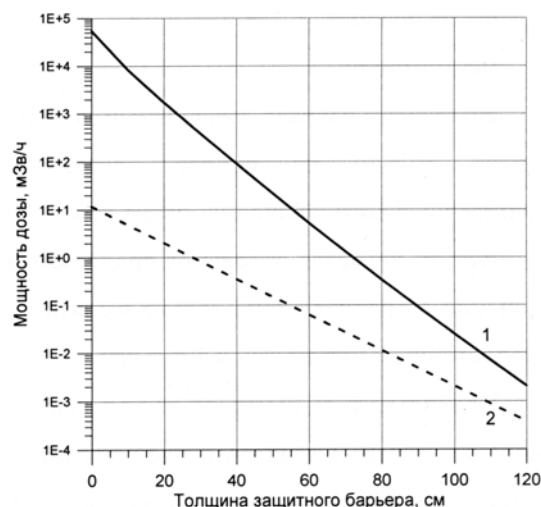


Рис. 6. Ослабление мощности дозы гамма-излучения (1) и нейтронов (2) в защите из бетона

4.4. Радиационная безопасность

Целью исследований радиационной безопасности являлась оценка эффективности встроенной конструкции в подземном модуле хранилища как основного инженерного защитного барьера в условиях хранения ОЯТ в отдельных чехлах. В качестве критерия радиационной безопасности для персонала рассматривалась допустимая мощность эффективной дозы, которая для стандартных условий, установленных российским нормативным документом НРБ-99 (*Нормы радиационной безопасности*, 1999), составляет примерно 0.01 мЗв/ч.

Оценка дозовой нагрузки на персонал от воздействия ионизирующих излучений проводилась в варианте хранения "КАСКАД" для отсека встроенной конструкции, в котором содержится трубный блок с чехлами для уран-циркониевого ОЯТ активных зон ЯЭУ типа ОК-900А. При принятом времени выдержки ОЯТ 10 лет основными источниками гамма-излучения в составе топлива являются радионуклиды ^{134}Cs , ^{137}Cs и ^{154}Eu , суммарная активность которых в отсеке хранилища составляет примерно $2 \cdot 10^6$ Ки. В качестве источника нейтронов спонтанных делений рассматривался ^{244}Cm интенсивностью примерно $3 \cdot 10^8$ нейтр/с, вклад которого в полную интенсивность нейтронов составляет более 97 %.

Конструктивное исполнение встроенной конструкции и радиационные характеристики осколков деления и источника нейтронов спонтанных делений определяют поле ионизирующих излучений, которое, по оценкам авторов, характеризуется, в частности, мощностью дозы гамма-излучения на внутренней поверхности встроенной конструкции около $5 \cdot 10^4$ мЗв/ч и мощностью дозы от нейтронов спонтанных делений 12 мЗв/ч.

На основе этих характеристик было выполнено численное моделирование процесса прохождения нейтронного и гамма-излучения через защитный бетонный барьер. В качестве примера на рис. 6 приведены результаты расчетов, выполненных для обычного бетона плотностью 2000 кг/м^3 . В целом, результаты расчетов ослабления интенсивности ионизирующих излучений в защитных барьерах показывают, что бетон обладает эффективными защитными свойствами по отношению к рассмотренным источникам излучений. Эти свойства позволяют рекомендовать толщину защитного барьера встроенной конструкции 1 м при плотности бетона 2200 кг/м^3 .

4.5. Геологическая среда как контайнмент долгоживущей радиоактивности ОЯТ

Предполагалось, что в результате аварийного воздействия техногенного или природного характера хранилище ОЯТ после эксплуатационного периода не разгружается, а переводится в объект долговременного неконтролируемого захоронения ОЯТ с закладкой помещений объекта бетоном. Имеются основания полагать, что с течением времени произойдет восстановление практически природного характера движения подземных вод региона и их геохимических параметров.

В рамках задачи изучалась миграция долгоживущих наиболее радиотоксичных радионуклидов (временной период 10000 лет) во вмещающей геологической среде с целью выявления потенциала защитных свойств породного гранитного массива.

Известно, что несорбирующиеся радионуклиды характеризуются высокой растворимостью, и для них справедлива модель мгновенного растворения. В качестве эталонных мигрантов рассматривались самый долгоживущий из этой группы – изотоп ^{129}I и дополнительно изотоп ^3H , представляющий интерес с точки зрения тритиевой проблемы. Из слабо сорбирующихся радионуклидов интерес представляет изотоп ^{79}Se , имеющий незначительный коэффициент распределения в породе и продолжительный период полураспада. Для этого изотопа справедлива модель предела растворимости. Из обширной группы радионуклидов, характеризующихся высокими адсорбционными свойствами, изучалась миграция изотопов ^{90}Sr и ^{137}Cs , для которых весьма высоки уровни растворимости и активности, но которые на порядок различаются своими адсорбционными свойствами, и изотопов плутония ^{238}Pu и ^{239}Pu , которые различаются периодами полураспада и начальной активностью в хранилище. Для этих изотопов работает модель предела растворимости.

Гидрогеологические характеристики потенциальных площадок региона, предполагаемая глубина размещения хранилища, а также возможности программного кода PORFLOW, с помощью которого выполнено исследование, позволили составить концептуальное представление миграционной модели. Поток подземных вод и распространение радиоактивности из хранилища рассматривалось в трехслойной модели. Слои модели имеют различные коэффициенты гидравлической проводимости и пористости. Вся пространственная область моделирования представляет собой прямоугольный параллелепипед размерами $2100 \times 400 \times 140$ м вдоль осей X , Y и Z , соответственно. Рассмотрено два значения гидравлического градиента (вдоль оси X) – 0.01 и 0.05 м/м, чтобы оценить как характерную для площадок региона ситуацию (около 0.01 м/м), так и более критичную с точки зрения безопасности хранилища (0.05 м/м). Для области хранилища принято значение коэффициента гидравлической проводимости как для бетона марки В6. Наличие слабо водопроводящей области обуславливает отклонение от однородности поля скорости в месте расположения хранилища.

Анализ результатов выполнялся по следующим позициям: области загрязнения грунтовых вод на определенное расчетное время; динамика загрязнения грунтовых вод в точках контроля, размещенных на различных расстояниях от хранилища и на разной глубине от поверхности; динамика скорости утечки радиоактивности из хранилища; области вмещающей породы с адсорбированной α - и β -активностью выше уровня низкоактивных отходов.

Несорбирующаяся активность (^{129}I , ^3H) распространяется, как пассивная примесь. С течением времени эти радионуклиды практически полностью покидают область хранилища, в т.ч. и за счет радиоактивного распада (^3H). Даже в ближайшей точке контроля (240 м от хранилища) тритий, в силу своего малого периода полураспада, лишь в варианте максимального гидравлического градиента достигает величины $5 \cdot 10^{-3}$ от уровня вмешательства.

Анализ результатов расчетов адсорбированной активности радионуклидов 3-ей группы показал, что значительная часть активности всех без исключения изучаемых радионуклидов остается в пределах области хранилища. Так, для радионуклидов ^{90}Sr и ^{137}Cs , имеющих наиболее высокий уровень активности, выход активности из хранилища за 300-летний период после аварии не превышает $1,5 \cdot 10^{-5}$ и $2,0 \cdot 10^{-6}$ от начальной активности этих радионуклидов, соответственно. Высвобождаемая из хранилища активность адсорбируется в основном вниз по потоку, и четко выделяются области с адсорбированной на породе активностью. На рис. 7 представлено пространственное распределение адсорбированной активности для β -излучателя ^{90}Sr при минимальном гидравлическом градиенте на 300 лет после аварии. Доля высвободившейся активности этого радионуклида на указанное время после аварии составляет менее 1%. Для долгоживущей адсорбирующейся активности ее доля выхода за пределы хранилища зависит от времени и составляет также незначительную величину: например, для α -излучателя ^{239}Pu на время 5000 лет она равна 0,3%.

5. Заключение

Выполненные исследования позволили оценить потенциальную пространственную область адсорбированной α - и β -активности во вмещающем массиве. Высокие сорбционные свойства пород скандинавского щита обеспечивают незначительный выход активности из области хранилища для большой группы радиологически опасных радионуклидов.

Показано, что в результате сорбционного механизма задержки переноса радионуклидов и радиоактивного распада обеспечиваются высокие изолирующие и защитные свойства вмещающих горных пород по предотвращению загрязнения обитания среды человека.

Исследования показали высокие свойства гранитных геологических формаций Кольского полуострова как контейнента долгоживущей активности ОЯТ.

Литература

Côme B., Vandenbeush M. (ANTEA-BGRM Group), Bonnet C. (SGN), Melnikov N., Konukhin V., Komlev V., Kozyrev A. (MIK). Site selection for radioactive waste disposal: Results of a screening process in the North-West of Russia. *9th International Congress on Rock Mechanics. Paris, France, August 25-28, 1999.*

Contact Expert Group: Working Group on Russian strategy on management of radwaste & SNF. Viewed in relation to the provision of international assistance. SWG/R/004 Final, EUR19263. CEG: NNC, SGN, DBE, AEA Technology, p.65, June, 2000.

Melnikov N., Konukhin V., Naoumov V. A concept and assessment of the safety of long-term storage of spent nuclear fuel from ship power units in underground storage facility in the north-west region of Russia.

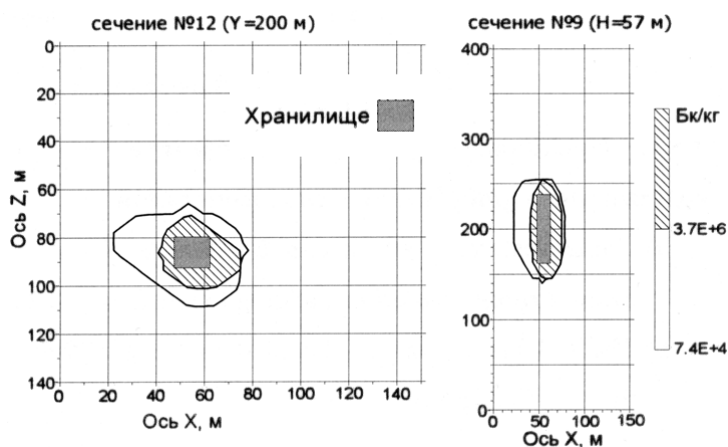


Рис. 7. Распределение во вмещающем массиве адсорбированной активности ^{90}Sr на 300 лет при гидравлическом градиенте 0.01

Мельников Н.Н. и др. Концепция подземного хранилища отработавшего ядерного топлива...

Proceedings of International conference on radioactive waste disposal "DisTec 2004", Berlin, p.540-554, April 26-28, 2004.

Бемер Н., Никитин А., Кудрик И., Нильсен Т., МакГаверн М.Х., Золотков А. Атомная Арктика: проблемы и решения. Доклад объединения Bellona № 3. *Nikolai Olsens Trykk AS*, 111 с., 2001.

Мельников Н.Н., Конохин В.П., Наумов В.А., Амосов П.В., Гусак С.А., Наумов А.В., Катков Ю.Р. Отработавшее ядерное топливо судовых энергетических установок на европейском Севере России. Часть I и Часть II. *Апатиты, КНЦ РАН*, 166 с., 209 с., 2003.

Наумов В.А., Рубин И.Е., Днепровская Н.М. Описание ослабления нейтронов в биологической защите методом вероятностей прохождения. Препринт ИПЭ-17. *Минск, Институт проблем энергетики АН Беларуси*, 28 с., 1996а.

Наумов В.А., Рубин И.Е., Днепровская Н.М. Программный комплекс КРАТЕР для расчета нейтронно-физических характеристик тепловых ядерных реакторов. Препринт ИПЭ-14. *Минск, Институт проблем энергетики АН Беларуси*, 39 с., 1996б.

Нормы радиационной безопасности (НРБ-99): Гигиенические нормативы. *М., Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России*, 116 с., 1999.

Поляков А.С., Захаркин Б.С., Смелов В.С. Состояние и перспективы технологии переработки отработавшего топлива. *Атомная энергия*, т.89, вып.4, с.284-293, 2000.

Рузанкин А.Д., Макеенко С.Г. Организационно-экономические проблемы обращения с радиоактивными отходами на европейском Севере России. *Апатиты, КНЦ РАН*, 57 с., 2000.