DOI: 10.25283/2587-9707-2023-1-77-90 УДК 621.039.7

МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ ОБСЛЕДОВАНИЯ ХРАНИЛИЩ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ

А. О. Павлюк[1], С. Г. Котляревский[2], В. С. Загуменнов[2], Р. И. Кан[2], В. А. Кузов[2], А. В. Мевиус[2]

[1]Томский политехнический университет, Томск

[2]АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов», Северск, Томская область

Статья поступила в редакцию 29 ноября 2022 г.

В статье представлены методы и общий алгоритм обследования хранилищ радиоактивных отходов, образовавшихся в ходе эксплуатации уран-графитовых реакторов. Представлен опыт и результаты применения отдельных методов при обследовании хранилищ. Описаны основные направления совершенствования методов обследования, включая макетные испытания различных способов организации проходок в объеме радиоактивных отходов для обеспечения доступа к их нижним слоям. Представленные в статье подходы могут быть адаптированы для обследования других типов хранилищ, организуемых при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии.

Ключевые слова: *хранилище, радиоактивные отходы, облученный графит, радиационное обследование, вывод из эксплуатации, уран-графитовые реакторы, ядерное наследие.*

Введение

Начиная с 2008 г. решению проблем ядерного наследия в Российской Федерации уделяется особое внимание [1], [2]. Работы в данном направлении начаты в рамках реализации Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». На основании принятых законодательных актов [3]—[5] начала развиваться методическая база по анализу безопасности, включающая в себя подходы к проведению оценок коллективных эффективных доз облучения, обобщенных рисков потенциального совокупного возможного вреда окружающей среде в случае захоронения радиоактивных отходов (РАО) в месте их нахождения, для обоснования отнесения к категории особых [6]. Разработанные методические подходы по оценке безопасности требуют получения значительного объема достоверной информации о состоянии хранилищ, площадки размещения, характеристиках радиоактивных отходов и т. д. Как показал опыт АО «ОДЦ УГР», обследование хранилищ РАО промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР), относящихся к ядерному наследию, вызывает наибольшие затруднения из-за полного отсутствия или недостаточности информации об их содержимом, конструкции и состоянии. Эта проблема была обусловлена рядом причин, в том числе высокой скоростью образования РАО, интенсивным расширением производства, совершенствованием технологического реакторного оборудования и процессов, отсутствием

нормативной базы в период становления атомной промышленности СССР [1]. В этих хранилищах было накоплено значительное количество РАО, включая облученный графит в виде втулок, фрагменты металлических отходов и др. [7].

Использование практически всех хранилищ уран-графитовых реакторов (УГР) завершено. Вывод из эксплуатации будет выполнен после подготовки соответствующих проектов. В настоящее время разрабатываются различные способы создания дополнительных барьеров безопасности для данных хранилищ [8], [9]. При этом часть из них не может быть приведена в соответствие с современными требованиями безопасности и должна быть выведена из эксплуатации путем извлечения находящихся в них РАО и демонтажа строительных конструкций, что требует получения всех необходимых исходных данных для подготовки проекта ликвидации хранилища и дальнейшего обращения с образовавшимися РАО. При этом неопределенность этой информации может привести к существенным незапланированным затратам на выполнение проекта вывода их из эксплуатации, срыву сроков и другим проблемам. В настоящее время для решения данной задачи рассматриваются подходы по следующим направлениям: совершенствование приборной и методической базы [10], разработка информационных моделей [11] и математический анализ данных [12], [13].

Методические проблемы обследования хранилищ

Хранилища можно условно разделить на два типа: капитальные (бетонные) и траншейные (грунтовые). К капитальному типу относятся приповерхностные хранилища, имеющие бетонные ограждающие конструкции и перекрытия (рис. 1).

Рис. 1. Внутренний объем и содержимое капитального хранилища

Как правило, хранилище капитального типа разделено на отсеки бетонными перегородками. Такие хранилища могут находиться на определенной глубине под землей (не ниже 100 м) и дополнительно быть обвалованы слоем грунта сверху и со стороны боковых стен, если верхние перекрытия и часть хранилища находятся выше уровня земли. Верхние перекрытия, как правило, имеют люки и вентиляционные трубы. Люки применяются как для загрузки РАО, так и для контроля их уровня (смотровые люки). Дополнительно на некоторых хранилищах могут присутствовать трубопроводы систем пожаротушения или других систем, необходимых для безопасной эксплуатации этих хранилищ. Перечень и характеристики гамма-излучающих радионуклидов в сменных элементах УГР, которые могут находиться в таких хранилищах, представлены в табл. 1 и 2. К траншейному типу относятся приповерхностные хранилища, представляющие собой грунтовую траншею или яму (глубиной не более 10 м), которая после заполнения радиоактивными отходами засыпалась сверху грунтом толщиной 1,5—2 м. Контур подобных хранилищ вследствие неоднократных расширений и досыпок, как правило, не имеет определенной формы. Размеры траншейных хранилищ могут достигать 100 м и более. В отличие от капитальных хранилищ, в которых могут находиться отходы разных групп, в том числе очень низкоактивные (ОНАО), низкоактивные (НАО), среднеактивные (САО) и фрагменты высокоактивных (ВАО) отходов, в траншейных хранилищах в основном находятся ОНАО и НАО.

При этом для относящихся к ядерному наследию хранилищ существует ряд проблем, значительно усложняющих и увеличивающих объем работ в рамках комплексного инженерно-радиационного обследования (КИРО) по сравнению со спроектированными по современным нормам объектами. Как правило, требуется уточнение информации о конструкции, истории заполнения и уровнях активности содержащихся в них РАО, профилю залегания и расположения отходов, их морфологическом составе и др. В настоящее время отсутствуют общепринятые методики проведения обследования подобных хранилищ РАО, и в каждом конкретном случае выбирается индивидуальный методический подход. При этом следует также учитывать, что применение технической оснастки и аппаратурных средств обследования для решения этих задач может осложняться сложным рельефом, свойствами грунта, развитой растительностью, ее корневой системой и т. п.

Несмотря на существенное развитие в последние годы методической и аппаратурной базы определения радионуклидного состава и активности РАО, существуют значительные

Таблица 1. Перечень и характеристики основных гамма-излучающих радионуклидов в сменных элементах УГР, которые могут находиться в хранилищах после 10 лет выдержки

Нуклид	Источник образования*	$T_{1/2}$, лет	Энергия гамма-излучения, кэВ	Конструкции (элементы) УГР
^{60}Co	ПА	5,27	1173,2; 1332,5	Стальные и алюминиевые элементы, термопары, графитовые втулки и др.
$^{137}Cs + ^{137m}Ba$	ПД	30,17	661,6	Графитовые втулки, загрязненные продуктами деления
^{94}Nb	ПА	$2{,}03 \cdot 10^4$	702,6; 871,1	Циркониевые элементы
^{93m}Nb	ПА	16,12	16,6	Циркониевые элементы
^{152}Eu	ПА	13,53	121,8; 244,7; 964,08; 1085,87; 1112,07; 1408,01	Алюминиевые элементы
^{154}Eu	ПА, ПД	8,60	123,07; 247,93; 723,30; 873,18; 996,29; 1004,76; 1274,43; 1596,48	Алюминиевые элементы, графитовые втулки, загрязненные продуктами деления

*ПА — продукт активации, ПД — продукт деления

Таблица 2. Перечень и характеристики основных бета-излучающих радионуклидов в сменных элементах УГР, которые могут находиться в хранилищах после 10 лет выдержки

Нуклид	Источник образования	$T_{1/2}$, лет	Конструкции (элементы) УГР
^{14}C	ПА	$5{,}7 \cdot 10^3$	Графитовые втулки
^{36}Cl	ПА	$3{,}0 \cdot 10^5$	Графитовые втулки
^{93}Zr	ПА	$1{,}5 \cdot 10^6$	Циркониевые элементы
^{90}Sr	ПД	28,7	Алюминиевые элементы, графитовые втулки, загрязненные продуктами деления

ограничения и неопределенности в измерении их радиационных характеристик, что обуславливается, в частности, большими объемами и сложной геометрией (емкости, контейнеры и пр.). Неточность результатов измерений в таких случаях может достигать 70%. В хранилище количество РАО существенно превышает объем стандартных упаковок, что может приводить к ошибкам оценки уровней активности более чем на 100% при выполнении прямых измерений с применением только спектрометрического оборудования, без выполнения дополнительных уточняющих исследований образцов. Также отсутствует единый методический подход к определению физико-химических характеристик РАО, который учитывал бы специфику состояния РАО и разнообразие их свойств. В настоящее время получение полной информации о хранилищах и размещенных в них РАО невозможно без проведения существенной аналитической работы по сбору сведений, источниками которых, кроме архивов предприятия, могут являться данные обследования и особенно выполнения проектов по ликвидации аналогичных объектов.

Таким образом, особая сложность задачи требует разработки и применения комплексных подходов и алгоритмов, которые бы позволили получить максимальное количество информации о хранилище и содержащихся в нем РАО, что позволит снизить неопределенности.

Алгоритм обследования хранилищ

С учетом накопленного опыта обследования таких хранилищ был разработан и опробован общий алгоритм, который может быть взят за основу при реализации индивидуального подхода к обследованию любого типа хранилища.

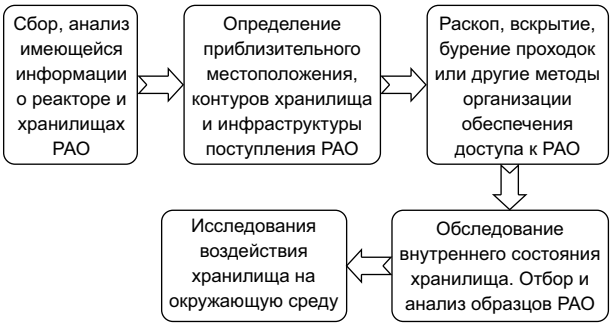

Рис. 2. Алгоритм обследования хранилищ УГР, относящихся к ядерному наследию

Первоначальный поисковый этап включает в себя сбор и анализ имеющейся информации о реакторе и приреакторных хранилищах РАО. Выполняется анализ истории и параметров эксплуатации реактора, в том числе оценка интенсивности накопления РАО и возможных мест их размещения с учетом инфраструктуры и истории эксплуатации объекта. При недостатке

или отсутствии таких сведений используется информация с аналогичного объекта с учетом особенностей истории эксплуатации, по которому имеется более полная информация, например, как в случае остановленных ПУГР АО «ОДЦ УГР», по хранилищам и реакторам которого накоплена значительная база данных. Так как для всех ПУГР образование РАО шло по одинаковой схеме и наблюдаются только небольшие расхождения, связанные с совершенствованием технологии, то можно сделать вывод об общих объемах, типах и характеристиках РАО. Сравнительный анализ имеющихся данных с учетом информации об аналогичных объектах может позволить оценить общий объем РАО, образовавшихся при эксплуатации реактора, и, следовательно, выполнить оценку возможных мест их нахождения. Фактически на этом этапе применяется комплексный подход к оценке РАО во всех хранилищах на площадке, а не каждого из них в отдельности. Также важная информация может быть получена по результатам работ по ликвидации подобных хранилищ. Для выполнения следующих этапов применяются различные методические подходы, представленные в табл. 3.

Для определения приблизительных параметров хранилища РАО выполняется визуальный осмотр, георадарные исследования методом электромагнитного частотного индукционного зондирования [14] и дозиметрическая съемка. Анализ результатов георадарных исследований позволяет идентифицировать тип хранилища (грунтовое или бетонное) и определить его местоположение, контуры и глубину, особенно если оно находится под слоем заросшего грунта, а также определить инфраструктуру хранилища (трубопроводы и т. п., включая системы доставки РАО) и уровень залегания грунтовых вод на участке его расположения. Также возможно дистанционное распознавание разных типов отходов (металлических и др.). Метод электромагнитного частотного зондирования применительно к задачам обследования приповерхностных хранилищ твердых радиоактивных отходов (ТРО) обладает некоторыми специфическими особенностями. Фактически оконтуривание хранилища осуществляется путем определения градиентов изменения электропроводности фрагментов отходов, имеющих различный морфологический состав и, соответственно, различные электромагнитные свойства, что позволяет по результатам интерпретации трехмерных карт электропроводности выделить различные участки, содержащие ТРО.

Метод малоглубинного зондирования, реализованный в приборе Nemfis [14], не позволяет точно определять глубину залегания объектов, поскольку в зависимости от свойств исследуемой среды величина максимально определяемой глубины (H) является переменной. Тем не менее соотношения между глубинами зондирования неизменно сохраняются. Рабочие частоты прибора (рис. 3) подобраны таким образом, чтобы соответствующие соседним частотам глубины отличались друг от друга на одно и то же расстояние H.

Таблица 3. Основные методические подходы к обследованию хранилищ и определяемые при этом параметры

Определяемый параметр	Методы	Ограничения применения	Оборудование
Местонахождение и контуры хранилища	Дозиметрическая съемка	Расстояние от детектора до РАО	Дозиметрическое оборудование
	Георадарные исследования	Армированные верхние перекрытия	Электромагнитный сканер «Немфис» или аналогичный
	Гамма-сканирование	Значительное расстояние от детектора до РАО	Переносной гамма-спектрометр
Период заполнения отсеков хранилища	Метод радионуклидных отношений $^{134}Cs/^{137}Cs$, $^{152}Eu/^{154}Eu/^{155}Eu$, $^{241}Am/^{243}Am$, $^{60}Co/^{58}Co$	Расстояние от детектора до РАО. Наличие толстых бетонных перекрытий. Неоднородности распределения радионуклидов в объеме	Гамма-спектрометр с HPGe-детектором
Уровни заполнения хранилища	Гамма-сканирование по высоте каналов. Визуальный осмотр внутренних полостей	Проблемы при бурении скважины	Погружной датчик спектрометрического комплекса. Бурильные установки
Уровни активности. Идентификация высокоактивных фрагментов	Гамма-сканирование по высоте каналов	Толщина слоя для обнаружения не превышает 1 м	Погружной датчик спектрометрического комплекса
Радионуклидный состав. Активность легко- и сложнодетектируемых радионуклидов	Отбор проб и лабораторный спектрометрический анализ. Методы радиохимии	Ограниченный доступ к фрагментам РАО для пробоотбора	Альфа-, бета- и гамма- спектрометрические комплексы

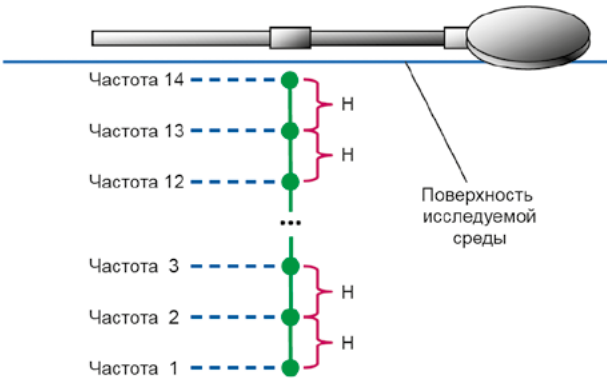

Рис. 3. Схема выполнения измерений при выполнении электромагнитного частотного зондирования [14]

Дозиметрическая съемка при неглубоком залегании отходов позволяет подтвердить результаты применения метода электромагнитного частотного зондирования, а также определить участки с повышенным уровнем излучения.

На следующем после определения контуров и типа хранилища этапе осуществляется его раскоп и, по возможности, вскрытие или бурение проходок для обеспечения доступа к РАО внутри хранилища. При этом применяются механизированные средства и установки бурения. Новые или существующие проходки, трещины, вентиляционные отверстия, люки дают возможность выполнить визуальный осмотр, отбор образцов РАО, дозиметрические и спектрометрические измерения внутри хранилища с целью предварительной оценки морфологического состава отходов, установления профиля их расположения, степени его заполнения и уровней активности. Эти исследования позволяют определить радиационную обстановку и нуклидный состав РАО по основным гамма-излучающим радионуклидам (^{137}Cs, ^{60}Co и др.) и выполняются с помощью портативных детекторов (CsI, NaI или CdZnTe) непосредственно внутри хранилища (при необходимости с применением коллимирующих насадок для сужения угла обзора при поисковом режиме). После этого осуществляется идентификация нуклидного состава РАО путем обработки энергетических спектров гамма-излучения с применением специализированного программного обеспечения. Принципиальная схема выполнения этих измерений (через сквозную щель и вентиляционную трубу) и характерный спектр гамма-излучения представлены на рис. 4.

Как показали результаты расчетно-экспериментальных исследований, для хранилищ траншейного типа в целях определения основного нуклидного состава РАО, находящихся не глубже 1 м, достаточно использовать детектор низкого энергетического разрешения CsI с коллиматором, при этом измерения возможно проводить непосредственно на поверхности хранилища. Для более точной идентификации нуклидного состава РАО, расположенных на глубине (более 1 м) или за барьерами типа бетонных перекрытий, целесообразно применять детектор высокого разрешения на основе сверхчистого германия (HPGe-детектора) с применением дополнительных коллимирующих насадок. Схемы выполнения измерений дистанционно (через верхнее перекрытие хранилища и люк) представлены на рис. 5.

Максимальная толщина бетонного перекрытия, через которое возможно определение нуклидного состава, определяется преимущественно активностью отходов. Так, для категории ВАО его толщина, через которую можно проводить измерения с применением HPGe-детектора, составляет ~ 1—2 м, для САО — не более 1 м, для НАО — до 0,5 м.

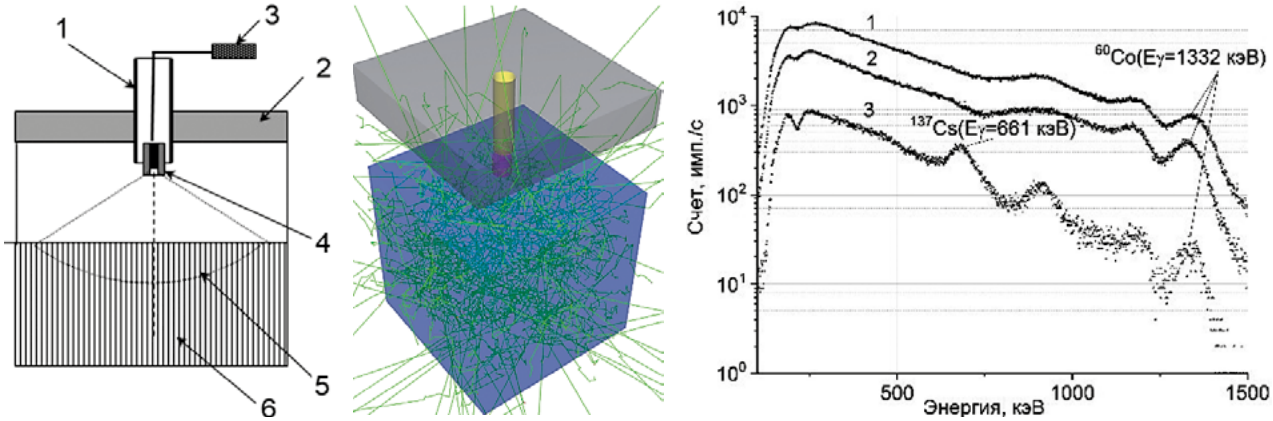

Рис. 4. Схемы измерений (слева, в центре) и спектров гамма-излучения (справа) с помощью NaI-детектора с вольфрамовым коллиматором на верхнем перекрытии капитального хранилища через сквозной дефект поверхности или вентиляционную трубу: 1 — отверстие в перекрытии (вент. труба); 2 — верхнее перекрытие; 3 — блок управления; 4 — детектор; 5 — видимый объем для детектора; 6 — РАО

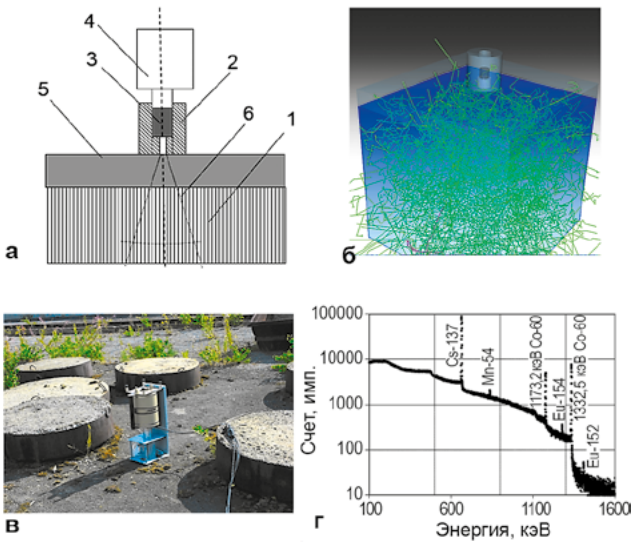

Рис. 5. Измерения с помощью HPGe-детектора через верхнее бетонное перекрытие капитального хранилища: а, б — схема измерений (1 — РАО; 2 — коллиматор; 3 — HPGe-детектор; 4 — сосуд Дьюара; 5 — перекрытие, 6 — угол обзора); в — фото спектрометрического устройства; г — характерный спектр гамма-излучения

Для получения информации о содержании в РАО сложнодетектируемых радионуклидов целесообразно применение метода радионуклидных отношений, который основан на использовании соотношений определенных радионуклидов в зависимости от их происхождения. Для анализа отходов, образовавшихся при эксплуатации УГР, используются следующие радионуклидные отношения: $^{134}Cs/^{137}Cs$, $^{152}Eu/^{154}Eu$, $^{241}Am/^{243}Am$, $^{137}Cs/^{60}Co$ и др. Они были выбраны с учетом технической возможности их определения в полевых условиях с применением мобильных спектрометрических комплексов типа ISOCS (In Situ Object Counting System) или отечественных аналогов типа СКС-07П (09П)_Г и др. После измерений данные значения соотношений сравниваются с расчетными зависимостями, полученными для каждого типа РАО с учетом различий в периодах полураспада нуклидов, сечениях поглощения нейтронов, параметрах облучения в реакторе и т. д. Точность оценок в конечном итоге зависит от полноты исходных данных, используемых в расчетах, поэтому применяется вся доступная информация об источнике образования РАО, их типах и характеристиках, объемах, условиях размещения и др.

Для получения более полной информации об объекте размещения (хранилище) и характеристиках РАО учитываются практически все содержащиеся в них нуклиды и даже особенности их спектра гамма-излучения. Такие радионуклиды, как ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{152}Eu, ^{154}Eu, ^{60}Co, в случае высокой интенсивности излучения и достаточной чувствительности детектора могут быть измерены через бетонную стену хранилища толщиной 1 м, что позволяет идентифицировать присутствие высокоактивных фрагментов РАО и/или ядерного топлива в объеме хранилища и определить их приблизительные характеристики. Анализ изменения соотношений интенсивностей энергетических линий спектра излучения нуклидов ^{152}Eu, ^{154}Eu, ^{60}Co (табл. 1) после прохождения стенки бетона позволяет определить поправки на самопоглощение и получить информацию о ее толщине и расстоянии до фрагментов отходов. В этом случае определяются необходимые отношения нуклидов для разных частей (сегментов) хранилища, которые впоследствии сравниваются с полученными после отбора и измерений фрагментов РАО в лабораторных условиях. Как видно на спектре гамма-излучения (рис. 5), пик энергетической линии 1332,5 кэВ существенно выше пика 1173,2 кэВ, что связано с более сильным самопоглощением гамма-излучения более низкой энергии. Подобную ситуацию можно также наблюдать для радионуклидов ^{152}Eu и ^{154}Eu (табл. 1), у которых более широкий диапазон линий. Соответственно, по соотношению пиков можно приблизительно рассчитать коэффициент самопоглощения и определить толщину поглощающего материала между детектором и источником.

С учетом ограничения методов при определении нижней границы объема РАО как вследствие самопоглощения, так и самоэкранировки электромагнитных полей от металлосодержащих РАО (при обследовании с применением блока электромагнитного частотного индукционного зондирования), наиболее приемлемым (из неразрушающих) является гамма-зондирование скважин, выбуренных на участке расположения хранилища. Для этого исследования применяется портативный детектор низкого разрешения с коллимирующей насадкой. Измерения проводятся с шагом не более 0,1 м. Схема их выполнения и характерное распределение приведены на рис. 6.

Данный метод также позволяет оценить уровни активности грунта, который может быть отнесен к определенной категории РАО.

После обследования хранилища методами, описанными выше, и выявления материального состава РАО, характерных уровней, объемного распределения и спектральных параметров излучения проводится заключительный этап, состоящий в отборе массива проб, по возможности являющегося представительным по отношению к типам фрагментов РАО, их материальному составу и диапазонам активности.

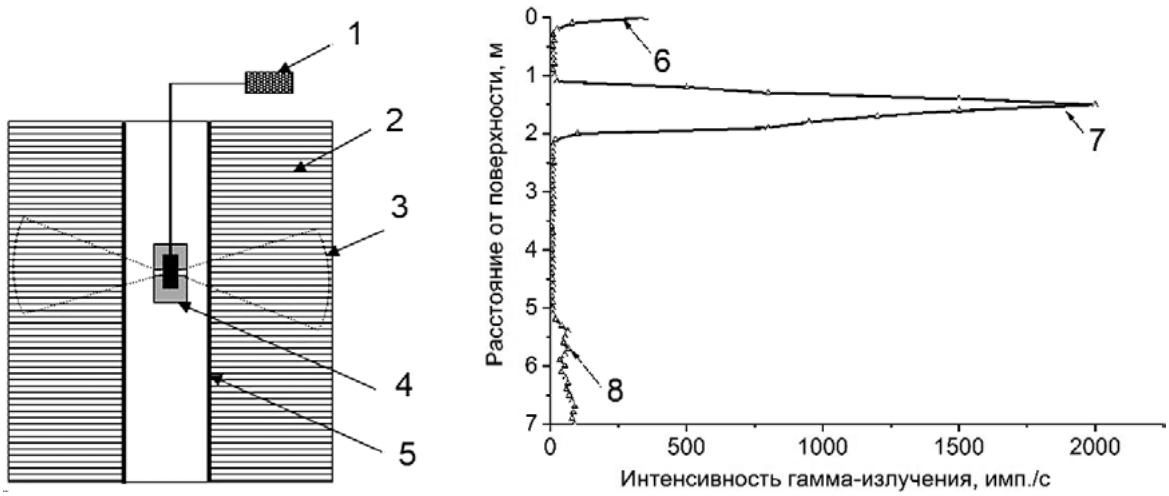

Рис. 6. Измерения с помощью сцинтилляционного детектора CsI по глубине скважины (слева) и характерные результаты измерений распределения интенсивности гамма-излучения (справа) в хранилище: 1 — блок управления; 2 — грунт с фрагментами ТРО; 3 — контур «видимого объема» для детектора; 4 — детектор CsI с коллиматором; 5 — обсадная труба; 6 — интенсивность излучения от грунта на поверхности; 7 — интенсивность излучения от фрагмента РАО; 8 — интенсивность излучения от грунта нижних слоев

Отобранные пробы могут быть использованы для широкого спектра лабораторных исследований по направлениям:

- изотопный состав и удельная активность;
- установление корреляционных зависимостей между легко и сложно определяемыми радионуклидами;
- возможные пути образования радиоактивных загрязнений в РАО («активационное», «топливное» происхождение, контакт с внешними средами и т. п.);
- характер распределения активности (поверхностный, объемный);
- стойкость к выщелачиванию радионуклидов;
- возможность применения методов дезактивации или переработки.

По данным направлениям вопросы, связанные с методической базой, не менее актуальны. В частности, по результатам целого ряда исследований, обусловленных решением проблемы с РАО в виде облученного графита, находящегося как в кладках УГР, так и в хранилищах, помимо непосредственно результатов исследований были разработаны методики выполнения измерений содержания ключевых радионуклидов ^{14}C и ^{36}Cl [15], [16], относящихся к классу сложнодетектируемых, а также стандарт Госкорпорации «Росатом» по определению параметров выщелачивания радионуклидов из графитовых РАО [17].

После завершения исследований осуществляется герметизация хранилища и восстановление его исходного состояния до решения вопросов ликвидации или консервации РАО.

Характерный пример обследования хранилища радиоактивных отходов УГР

В качестве наиболее показательного примера обследования и решения проблемы хранилищ РАО можно привести комплекс работ, проведенных АО «ОДЦ УГР» на непроектном хранилище курганного типа, относившемся к объектам ядерного наследия и ликвидированном в начале 2010 г. Оно представляло собой деревянное строение, в котором с 1960 по 1963 г., ввиду отсутствия места хранения, складировались облученные графитовые втулки, извлекаемые из реактора ЭИ-2. В 1966 году крыша строения была обрушена, и вся конструкция сверху засыпана грунтом (суглинки) высотой ~2,5 м. На момент вывода из эксплуатации ПУГР ЭИ-2 информация о контурах массива РАО отсутствовала, местность заросла травой и деревьями.

В ходе проведения обследования была восстановлена информация о контурах объемного положения РАО, сняты картограммы радиоактивных загрязнений, выполнен раскоп, взяты образцы графитовых втулок и пробы грунта (рис. 7).

Несмотря на длительный период выдержки (~45 лет), результаты исследований показали, что удельная активность гамма-излучающих радионуклидов ^{137}Cs, ^{60}Co для ~(20—30)% образцов графитовых деталей больше показателей минимально значимой удельной активности (МЗУА) и достигает ~10^2 Бк/г. Величина содержания актинидов — меньше уровня минимально детектируемой активности (МДА). По активности ^{14}C, согласно принятой классификации,

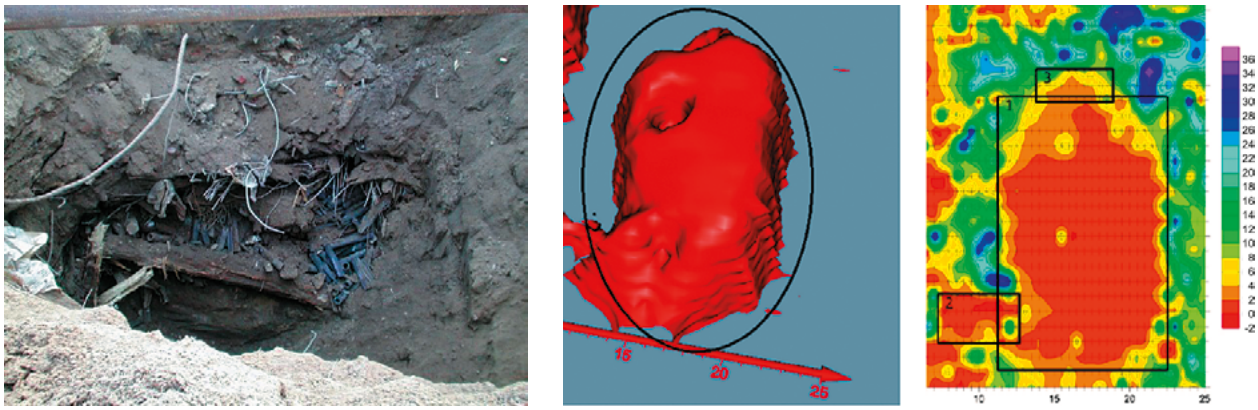

Рис. 7. Раскоп хранилища курганного типа (слева) и объемное изображение (в центре и справа) расположения массива РАО в грунте хранилища, полученное с помощью электромагнитного сканера: 1, 2, 3 — участки нахождения РАО (графитовые втулки)

исследованные образцы относятся к категории САО (значения удельных активностей бета-излучающих радионуклидов находились в диапазоне ~ 10^4—10^5 Бк/г).

Для основной массы грунтов удельная активность радионуклидов была меньше значений МЗУА, что свидетельствует о том, что они не относились к радиоактивным отходам. Исключение составил грунт, имеющий непосредственный контакт с РАО, в нем удельная активность ^{137}Cs была выше значений МЗУА. В рамках обследования была проведена оценка физического состояния материала извлеченных из хранилища втулок. Она осуществлялась гидростатическим методом для выборки из 20 втулок с определением таких показателей, как плотность, общая, открытая и закрытая пористость графита. Погрешность этих измерений не превысила ±0,01 г/см^3. Показатели плотности графита втулок из раскопа, закрытой и открытой пористости укладывались в диапазон соответствующих значений для необлученных втулок. Таким образом, условия нахождения в хранилище курганного типа за период ~ 50 лет не привели к значимой потере плотности графита за счет окисления. Впоследствии данное хранилище было полностью ликвидировано.

Разработка и применение методов радиационного сканирования РАО в объеме хранилищ

Отсутствие доступа ко всем участкам массива РАО приводит к существенной неопределенности оценки их характеристик. Для решения данной проблемы в АО «ОДЦ УГР» проведены полномасштабные макетные испытания различных способов организации проходок в массиве радиоактивных отходов (рис. 8).

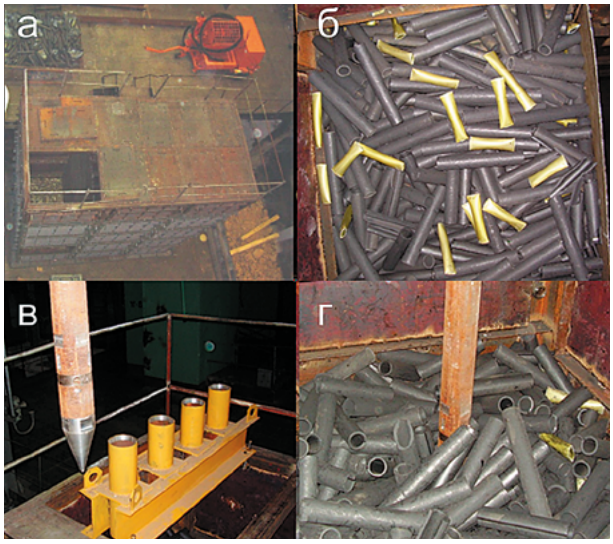

Рис. 8. Макетные испытания способов организации проходок в массиве радиоактивных отходов: а — корпус макета хранилища; б — масса загруженных имитаторов РАО; в — насадка вибробура и направляющие; г — заглубление бура и обсадной трубы в массу РАО

Выполнение проходок необходимо на таких этапах обследования, как:

- гамма- и нейтронное сканирование по высоте хранилища в массиве РАО;
- отбор проб из хранилища на различных высотах;
- визуальное обследование массива РАО и внутренних поверхностей стен хранилищ;
- определение наличия и уровня обводнения массива РАО в объеме хранилища.

Испытания были проведены с использованием различного оборудования на полномасштабном макете хранилища (2,5 × 4,5 × 6 м), заполненном необлученными деталями-имитаторами РАО УГР (графитовые втулки, фрагменты технологических каналов). По результатам испытаний было определено, что наиболее

эффективным способом является комбинация вибробурения и механического разбуривания с применением насадок различного типа в зависимости от глубины погружения в массу РАО, их материала и наличия крупных препятствий на пути проходки.

В 2022 г. АО «ОДЦ УГР» проведена работа по обследованию бетонной емкости шахтного типа, заполненной алюминиевыми РАО уровней ОНАО-НАО, на предмет определения возможного наличия в их массе высокоактивных объектов (фрагментов ОЯТ, экспериментальных мишеней, изделий, сборок). Обследование проводилось методом сканирования высотного распределения характеристик полей гамма-излучения через одиночный вертикальный канал, внедренный в массив РАО на всю глубину емкости (~8 м) с использованием разработанных приемов (см. выше). При зондировании определялись: величина МЭД, энергетический спектр гамма-излучения, интенсивность загрузки детектора по всему спектру.

Результаты определения высотного распределения интенсивности гамма-излучения показаны на рис. 9.

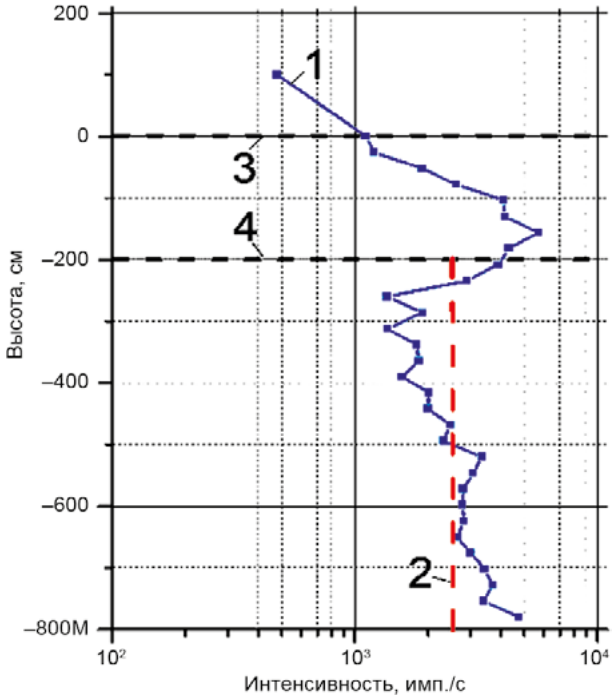

Рис. 9. Высотное распределение интенсивности гамма-излучения в емкости в единичном канале: 1 – интенсивность гамма-излучения; 2 – среднее значение интенсивности гамма-излучения; 3 – уровень перекрытия; 4 – приблизительный уровень РАО

Рост уровня интенсивности гамма-излучения наблюдается при приближении к «верхнему зеркалу» РАО в пространстве над поверхностью их массива. По мере погружения детектора наблюдается некоторый спад интенсивности излучения за счет нарастания влияния эффекта самопоглощения в нем. В массиве РАО ее характерный уровень колеблется относительно средней величины в пределах от –50 % до +80 %, отношение минимального значения к максимальному на участке расположения РАО составляет ~3,5. Средний характерный уровень МЭД в массиве РАО по высоте емкости составил ~100 мкЗв/ч.

Типичный энергетический спектр гамма-излучения показан на рис. 10. Видно, что он формируется за счет двух изотопов ^{60}Co (1173,3 кэВ, 1332,5 кэВ) и ^{137}Cs (661,7 кэВ). По интенсивности доминирует пик ^{137}Cs.

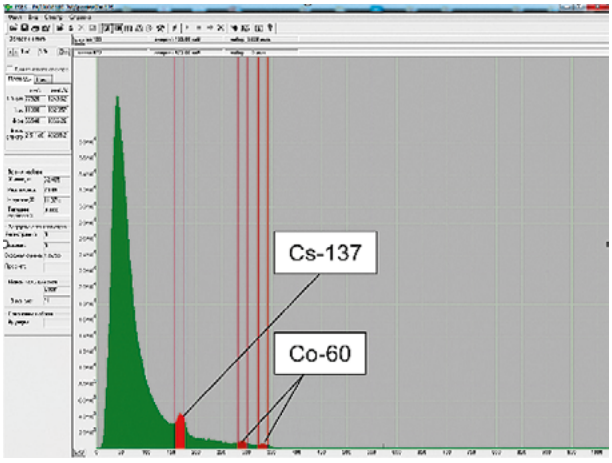

Рис. 10. Характерный энергетический спектр гамма-излучения в массиве алюминиевых РАО, полученный CsI(Tl)-детектором без коллиматора

Энергетический спектр гамма-излучения фрагментов ОЯТ с выдержкой более 10 лет также определяется преимущественно ^{137}Cs. МЭД от выдержанного фрагмента ОЯТ наиболее вероятной массы на расстоянии 10 см оценивается в пределах 10—10^2 мЗв/ч. Характерный уровень МЭД в глубине массы алюминиевых РАО составляет ~100 мкЗв/ч. Таким образом, в случае расположения фрагментов ОЯТ на минимальном удалении от канала сканирования следует ожидать значительного всплеска МЭД и интенсивности пика ^{137}Cs (в ~10^2—10^3 раз) на отметке их расположения по сравнению с базовым уровнем в массе РАО.

При интерпретации результатов сканирования и оценке эффективности применения этого способа для поиска фрагментов ОЯТ в ходе работы расчетными методами определена зависимость величины превышения МЭД и интенсивности пика ^{137}Cs над базовым уровнем в массе РАО от величины удаления высокоактивного источника от детектора.

Исходные данные для расчета:

- материал РАО — алюминий, плотность $\rho = 2{,}7$ г/см^3, пустотный коэффициент $\nu \approx 0{,}5$, основной изотоп — ^{137}Cs, энергия гамма-излучения E=661,7 кэВ, коэффициент ослабления гамма-излучения $\mu = 0{,}078$ см^2/г, МЭД в массе РАО — ~100 мкЗв/ч, 4π-геометрия объемного источника;
- фрагмент ОЯТ — геометрия точечного источника, основной изотоп — ^{137}Cs, энергия гамма-излучения E=661,7 кэВ, МЭД на расстоянии 10 см — ~20 мЗв/ч.

Результаты расчетов представлены на рис. 11.

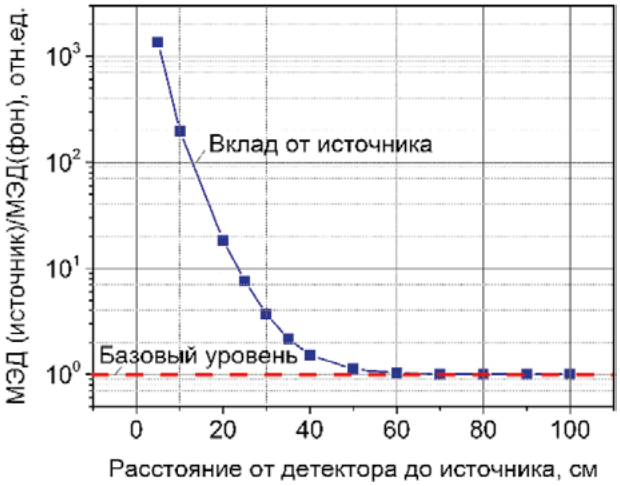

Рис. 11. Зависимость величины превышения МЭД и интенсивности пика ^{137}Cs над базовым уровнем в массе РАО от расстояния между источником типа фрагмента ОЯТ и детектором

Анализируя результаты зондирования (рис. 9), спектр массива РАО (рис. 10) и расчетные оценки (рис. 11), можно отметить, что характерный уровень интенсивности излучения колеблется относительно средней величины в пределах от –50% до +80%, отношение максимального значения к минимальному — ~3,5, по интенсивности отдельных пиков излучения в спектре доминирует ^{137}Cs. В соответствии с расчетными оценками превышение интенсивности излучения ^{137}Cs от источника в виде фрагментов ОЯТ над базовым уровнем излучения массы РАО, равное ~3,5, соответствует удалению от детектора на ~30 см. Таким образом, если принять, что полученная кривая распределения является характерной для всей емкости и естественная вариация МЭД в объеме РАО составляет от –50% до +80%, то радиус зоны фиксации признаков наличия источников в виде фрагментов ОЯТ составит не более 30 см от канала зондирования. Если за признак наличия фрагментов ОЯТ принять величину превышения интенсивности излучения ^{137}Cs над базовым уровнем на один порядок, то радиус зоны фиксации признаков их наличия составит ~20 см.

Соответственно, результаты сканирования емкости с РАО через единичный вертикальный канал показали отсутствие источников в виде фрагментов ОЯТ в зоне радиусом не более 20—30 см относительно канала зондирования. Для обследования всего объема хранилища на предмет определения возможных признаков их наличия с помощью примененного в настоящей работе способа необходимо проведение высотного сканирования емкости с шагом решетки расположения вертикальных каналов ~40—60 см.

Заключение

Рассмотренные в настоящей статье методы обследования и практический способ их применения являются показательными в части решения наиболее часто встречающихся в ходе обследования хранилищ РАО задач. При этом рекомендовать универсальный шаблон для выполнения КИРО всего массива хранилищ РАО ядерного наследия в силу ряда причин, описанных в статье, нецелесообразно. Для каждого хранилища задача подборки методической и аппаратурной базы и последовательности применения способов обследования должна определяться индивидуально с учетом представленного алгоритма.

Опыт, полученный в ходе обследования каждого из хранилищ, должен подвергаться глубокому анализу, результаты которого необходимо использовать в ходе разработки новых и совершенствовании существующих методов и аппаратурно-технической базы. Несмотря на существенный прогресс в развитии методов обследования хранилищ РАО за последнее время, экономически целесообразно продолжить совершенствование методической и аппаратурной базы для обеспечения достоверности и информативности конечных результатов обследования при формировании единого массива результатов обследований существующих и ликвидированных объектов.

Следует также отметить, что несмотря на широкий спектр опробованных методических подходов зачастую результаты обследования позволяют определить только наиболее характерные показатели (объем, морфологию, изотопный состав и уровни содержания радионуклидов) для основной массы РАО. Вместе с тем при выполнении обследования может быть упущена важная, с точки зрения последующей ликвидации хранилищ, информация, например, более широкие (по сравнению с данными КИРО)

диапазоны активности основных типов РАО, а также наличие не идентифицированных в ходе работ фрагментов ВАО, которые могли попасть в хранилище в разное время в ходе «единичных» событий. Учитывая большой объем хранилищ и затрудненность доступа, обследовать неразрушающими методами радиационного контроля 100% объема РАО не представляется возможным. Выборка массива образцов и описание их характеристик в лабораторных условиях также не позволяют определить с полной достоверностью ширину диапазонов активности по всему перечню радионуклидов, а также функцию распределения активности по типам и массе РАО, находящихся в обследуемом хранилище. По этой причине, учитывая высокую неопределенность исходных данных, при разработке проектов ликвидации подобных хранилищ, помимо использования результатов КИРО, необходимо предусмотреть дополнительные мероприятия и технологическое обеспечение, которые позволят оперативно решать задачи, возникающие при обнаружении фрагментов высокоактивных отходов или других проблем.

Работа частично выполнена в рамках проекта № Приоритет-2030-НИП/ЭБ-039-1308-2022.

Литература

1. Проблемы ядерного наследия и пути их решения; под ред. Е. В. Евстратова, А. М. Агапова, Н. П. Лаверова, Л. А. Большова, И. И. Линге. Том 1. — М. : Энергопроманалитика, 2010. 376 с.

2. *Абрамов А. А, Дорофеев А. Н. и др.* К вопросу оценки объема ядерного наследия в атомной промышленности и на иных объектах мирного использования атомной энергии в России // Ядерная и радиационная безопасность. 2014. Т. 73. № 3. С. 1—11.

3. Федеральный закон от 11 июля 2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».

4. Постановление Правительства Российской Федерации от 25 июля 2012 г. № 767 «О проведении первичной регистрации радиоактивных отходов».

5. Постановление Правительства Российской Федерации 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».

6. *Линге И. И., Савкин М. Н., Абалкина И. Л. и др.* Подходы к оценке и сопоставлению доз, рисков и затрат для целей обоснования отнесения РАО к особым РАО: Препринт № IBRAE-2013-06. — М. : ИБРАЭ РАН, 2013. 38 с.

7. *Бушуев А. В., Алеева Т. Б., Зубарев В. Н и др.* Возможность утилизации отработавших графитовых втулок реакторов сибирского химического комбината путем сжигания // Атомная энергия. 2003. Т. 94. Вып. 2. С. 130—138.

8. *Павлюк А. О., Изместьев А. М., Котляревский С. Г. и др.* Экспериментальное моделирование поведения радионуклидов при создании дополнительных барьеров безопасности в хранилищах твёрдых радиоактивных отходов, содержащих облучённый графит // Вопросы радиационной безопасности. 2016. № 1 (81). С. 30—35.

9. *Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Беспала Е. В., Волкова А. Г., Захарова Е. В., Андрющенко Н. Д.* Моделирование процесса миграции долгоживущих радионуклидов из графитовых радиоактивных отходов // Известия Томского политехнического университета. Инжиниринг георесурсов. 2017. Т. 328. № 4. С. 75—84.

10. *Блохин П. А., Ванеев Ю. Е., Ковальчук В. Д. и др.* Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2016. № 4. С. 55—64.

11. *Александрова Т. А., Иванов А. Ю., Линге Ин. И., Лунов Д. М., Савельева Е. А., Самойлов А. А., Уткин В. Б.* Оценка объемов образования РАО от вывода из эксплуатации с использованием информационных моделей // Радиоактивные отходы. 2020. № 3 (12). С. 19—31. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-3-19-31.

12. *Савельева Е. А.* Концепция программного комплекса для оценки неопределенности при обосновании безопасности пунктов захоронения РАО // Ядерная и радиационная безопасность. 2016. № 4. С. 22—35.

13. *Савельева Е. А., Самойлов А. А.* Учет неопределенностей при планировании КИРО и интерпретации его результатов // Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях : Сборник материалов XI Российской научной конференции, Москва, 26—29 октября 2021 года. Том 4. — М. : ИБРАЭ РАН, 2022. С. 127—136.

14. *Романов Д. Б.* Малоглубинные исследования грунта методом частотного электромагнитного зондирования с помощью электромагнитного сканера «НЕМФИС» // Инженерные изыскания. 2010. № 5. С. 68—71.

15. *Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И., Волкова А. Г., Захарова Е. В.* Отраслевая инструкция

«Методика измерений удельной активности углерода-14 в графитовых блоках радиометрическим методом» ОИ 001.912-2020 (Свидетельство об аттестации № 01.00044/4119-2020).
16. *Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И., Волкова А. Г., Захарова Е. В.* Отраслевая инструкция «Методика измерений удельной активности хлора-36 в графитовых блоках радиометрическим методом» ОИ 001.911-2020 (Свидетельство об аттестации № 01.00044/4120-2020).
17. *Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И., Волкова А. Г., Захарова Е. В.* Стандарт Госкорпорации «Росатом» СТО 95 12080-2022 «Отходы радиоактивные. Определение скорости выщелачивания долгоживущих нуклидов из графитовых радиоактивных отходов».

Информация об авторах

Павлюк Александр Олегович, кандидат физико-математических наук, начальник проектного офиса по контрактной деятельности, и. о. директора НИЦ ВЭ ТПУ, Томский политехнический университет (634050, Томск, пр-кт Ленина, д. 30), e-mail: Pavlyuk17@tpu.ru.

Котляревский Сергей Геннадьевич, ведущий инженер, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Северск, Томская обл., Автодорога 13, здание 179), e-mail: ksg@dnrc.ru.

Загуменнов Владимир Сергеевич, кандидат технических наук, заместитель директора по выводу из эксплуатации, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: zvs@dnrc.ru.

Кан Роман Игоревич, инженер-физик, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: kri@dnrc.ru.

Кузов Владимир Александрович, начальник ЛКИРО, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: vak@dnrc.ru.

Мевиус Андрей Владимирович, техник ЛКИРО, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: mav@dnrc.ru.

Библиографическое описание статьи

Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Загуменнов В. С., Кан Р. И., Кузов В. А., Мевиус А. В. Методические подходы к обследованию хранилищ радиоактивных отходов уран-графитовых реакторов // Радиоактивные отходы. 2023. № 1 (22). С. 77—90. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-1-77-90.

METHODOLOGICAL APPROACHES TO THE SURVEY OF STORAGE FACILITIES FOR THE RADIOACTIVE WASTE FROM URANIUM-GRAPHITE REACTORS

Pavliuk A. O.[1], Kotlyarevsky S. G.[2], Zagumennov V. S.[2], Kan R. I.[2], Kuzov V. A.[2], Mevius A. V.[2]

[1]Tomsk Polytechnic University, Tomsk, Russia

[2]"Pilot and Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors" JSC, Seversk, Tomsk region, Russia

Article received on November 29, 2022

The article presents methods and a general survey procedure for storage facilities with radioactive waste generated during the operation of uranium-graphite reactors. It presents the experience from the application of different survey methods and relevant findings. The paper describes the key areas for further improvement of the survey methods, including the results from the mock-up tests based on various methods applied for arranging penetrations in the radioactive waste volume providing access to the bottom waste layers. The approaches presented in the article can be adapted to explore other storage facility types arranged during nuclear decommissioning.

Keywords: *storage facility, radioactive waste, irradiated graphite, radiation survey, decommissioning, uranium-graphite reactors.*

The study was partially funded under the No. Priority-2030-NIP/EB-039-1308-2022 Project.

References

1. *Problemy yadernogo naslediya i puti ikh resheniya* [Nuclear Legacy Challenges and Ways to Address Them]. / Under general edt. of E. V. Evstratov, A. M. Agapov, N. P. Laverov, L. A. Bolshov, I. I. Linge. Vol. 1. — Moscow, Energopromanalitika Publ., 2010. 367 p.

2. Abramov A. A., Dorofeev A. N., Komarov E. A. et al. K voprosu ocenki ob"ema yadernogo naslediya v atomnoj promyshlennosti i na inyh ob"ektah mirnogo ispol'zovaniya atomnoj energii v Rossii [Concerning the Evaluation of Nuclear Legacy Volume in the Nuclear Industry and other Facilities of Nuclear Energy Peaceful Use in Russia]. *Yadernaya i radiacionnaya bezopasnost' — Nuclear and Radiation Safety,* 2014, no. 3 (73), pp. 3—13.

3. *Federal'nyy zakon ot 11 iyulya 2011 g. No. 190-FZ "Ob obrashchenii s radioaktivnymi otkhodami i o vnesenii izmeneniy v otdel'nyye zakonodatel'nyye akty Rossiyskoy Federatsii"* [Federal Law of July 11, 2011 No. 190-FZ On Radioactive Waste Management and Amendments to Certain Legislative Acts of the Russian Federation].

4. *Postanovleniye Pravitel'stva Rossiyskoy Federatsii ot 25 iyulya 2012 g. No. 767 "O provedenii pervichnoy registratsii radioaktivnykh otkhodov"* [Government Decree of the Russian Federation of July 25, 2012 No. 767 On the Primary Registration of Radioactive Waste].

5. *Postanovleniye Pravitel'stva Rossiyskoy Federatsii ot 19 oktyabrya 2012 g. No. 1069 "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"* [Government Decree of the Russian Federation of October 19, 2012 No. 1069 On the Criteria Used to Categorize Solid, Liquid and Gaseous Waste as Radioactive Waste, the Criteria Used to Categorize Radioactive Waste as Non-removable Radioactive Waste and Removable Radioactive Waste, and Classification Criteria for Removable Radioactive Waste].

6. Linge I. I., Savkin M. N., Abalkina I. L. *Podkhody k otsenke i sopostavleniyu doz, riskov i zatrat dlya tseley obosnovaniya otneseniya RAO k osobym RAO* [Approaches to the Assessment and Comparison of Doses, Risks and Costs to Validate RW Categorization as Non-removable RW]. Preprint No. IBRAE-2013-06. Moscow, Nuclear Safety Institute of RAS Publ., 2013. 38 p.

7. Bushuev A. V., Aleeva T. B., Zubarev V. N. et al. Vozmozhnost' utilizatsii otrabotavshikh grafitovykh vtulok reaktorov sibirskogo khimicheskogo kombinata putem szhiganiya [Possibility of Utilization of Spent Graphite Sleeves (SGS) from the Siberian Reactors by Means of Incineration]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy,* 2003, vol. 94, iss. 2, pp. 130—138.

8. Pavlyuk A. O., Izmestiev A. M., Kotlyarevsky S. G. Eksperimental'noye modelirovaniye povedeniya radionuklidov pri sozdanii dopolnitel'nykh bar'yerov bezopasnosti v khranilishchakh tvordykh radioaktivnykh otkhodov, soderzhashchikh obluchonnyy grafit [Experimental Simulation of Radionuclide Behavior in the Process of Creating Additional Safety Barriers in Solid Radioactive Waste Repositories Containing Irradiated Graphite]. *Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti — Radiation Safety Issues,* 2016, no. 1 (81), pp. 30—35.

9. Pavlyuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Bespala E. V., Volkova A. G., Zakharova E. V., Andryushchenko N. D. Modelirovaniye protsessa migratsii dolgozhivushchikh radionuklidov iz grafitovykh radioaktivnykh otkhodov [Simulation of Long-lived Radionuclide Transport from Graphite Radioactive Waste]. *Izvestiya Tomskogo politekhnicheskogo universiteta. Inzhiniring georesursov — Bulletin of the Tomsk Polytechnic University. Geo Assets Engineering,* 2017, vol. 328, no. 4, pp. 75—84.

10. Blokhin P. A., Vaneev Yu. E., Koval'chuk V. D. et al. Programmno-tekhnicheskiy kompleks obosnovaniya bezopasnosti ob"yektov yadernogo naslediya. [Software and Technical Complex for Safety Substantiation of Nuclear Legacy Facilities]. *Izvestiya vysshikh uchebnykh zaveednii. Yadernaya energetika — Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika,* 2016, no. 4, pp. 55—64.

11. Aleksandrova T. A., Ivanov A. Yu., Linge In. I., Lunov D. M., Saveleva E. A., Samoylov A. A., Utkin V. B. Otsenka ob"emov obrazovaniya RAO ot vyvoda iz ehkspluatatsii s ispol'zovaniem informatsionnykh modelei [RW Volumes from the Decommissioning Estimated Using Information Models]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste,* 2020, no. 3 (12), pp. 19—31. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-3-19-31.

12. Savelyeva E. A. Kontseptsiya programmnogo kompleksa dlya otsenki neopredelennosti pri obosnovanii bezopasnosti punktov zakhoroneniya RAO [The Concept of Software Complex to Evaluate Uncertainty in Demonstration of RW Disposal Facility Safety]. *Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost' — Nuclear and Radiation Safety,* 2016, no. 4 (82), pp. 22—35.

13. Savelyeva E. A., Samoilov A. A. Uchet neopredelennostey pri planirovanii KIRO i interpretatsii yego rezul'tatov [Accounting for Uncertainties in KIRO Planning and the Interpretation of its Findings].

Materialy XI Rossiyskoy nauchnoy konferentsii "Radiatsionnaya zashchita i radiatsionnaya bezopasnost' v yadernykh tekhnologiyakh" (Moscow, October 26—29, 2021) [Proceedings of the 11th Russian Scientific Conference Radiation Protection and Radiation Safety in Nuclear Technologies]. Moscow, October 26—29, 2021. Vol. 4. Moscow, NSI RAS Publ., 2022. Pp. 127—136.

14. Romanov D. B. Maloglubinnyye issledovaniya grunta metodom chastotnogo elektromagnitnogo zondirovaniya s pomoshch'yu elektromagnitnogo skanera "NEMFIS" [Shallow Soil Investigations by Frequency Electromagnetic Sounding Using Electromagnetic Scanner NEMFIS]. *Inzhenernye izyskaniya — Engineering Research,* 2010, no. 5, pp. 68—71.

15. Pavlyuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Kan R. I., Volkova A. G., Zakharova E. V. *Otraslevaya instruktsiya "Metodika izmereniy udel'noy aktivnosti ugleroda-14 v grafitovykh blokakh radiometricheskim metodom"* [Industry instruction. Methodology Applied to Measure the Specific Activity of Carbon-14 in Graphite Blocks by Radiometric Method] OI 001.912-2020 (Certificate of Attestation No. 01.00044 / 4119-2020).

16. Pavlyuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Kan R. I., Volkova A. G., Zakharova E. V. *Otraslevaya instruktsiya "Metodika izmereniy udel'noy aktivnosti khlora-36 v grafitovykh blokakh radiometricheskim metodom"* [Industry instruction. Methodology Applied to Measure the Specific Activity of Chlorine-36 in Graphite Blocks by Radiometric Method] OI 001.911-2020 (Certificate of Attestation No. 01.00044 / 4120-2020).

17. Pavlyuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Kan R. I., Volkova A. G., Zakharova E. V. STO 95 12080-2022. Standart Goskorporatsii "Rosatom". *Otkhody radioaktivnyye. Opredeleniye skorosti vyshchelachivaniya dolgozhivushchikh nuklidov iz grafitovykh radioaktivnykh otkhodov* [Rosatom State Corporation Standard. Radioactive waste. Rate of Long-lived Nuclide Leaching from Graphite Radioactive Waste and its Evaluation].

Information about the authors

Pavliuk Alexander Olegovich, PhD, Project Office for Contracting Head, Acting Director of the Research and Development Center for Decommissioning at TPU, Tomsk Polytechnic University (30, Lenina Ave., Tomsk, Tomsk Region, 634050, Russia), e-mail: Pavlyuk17@tpu.ru.

Kotlyarevsky Sergey Gennadievich, Leading Engineer, "Pilot and Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors" JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: ksg@dnrc.ru.

Zagumennov Vladimir Sergeevich, Candidate of Technical Sciences, Deputy Director for Decommissioning, "Pilot and Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors" JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: zvs@dnrc.ru.

Kan Roman Igorevich, engineer-physicist, "Pilot and Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors" JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: kri@dnrc.ru.

Kuzov Vladimir Aleksandrovich, Head of laboratory, "Pilot and Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors" JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: vak@dnrc.ru.

Mevius Andrey Vladimirovich, Technician of laboratory, "Pilot and Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors" JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: mav@dnrc.ru.

Bibliographic description

Pavliuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Zagumennov V. S., Kan R.I., Kuzov V. A., Mevius A. V. Methodological approaches to the survey of storage facilities for the radioactive waste from uranium-graphite reactors. *Radioactive Waste,* 2023, no. 1 (22), pp. 77—90. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-1-77-90. (In Russian).