ПОДХОДЫ К ХАРАКТЕРИЗАЦИИ ПО ГАММА-ИЗЛУЧАЮЩИМ РАДИОНУКЛИДАМ ГРАФИТОВЫХ БЛОКОВ И ИХ КОНТЕЙНЕРИЗАЦИИ ПРИ ДЕМОНТАЖЕ КЛАДOK УГР

А. О. Павлюк¹, С. Г. Котляревский¹, Р. И. Кан¹, А. Г. Волкова², Е. В. Захарова², Е. А. Комаров⁵

¹АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов»,
Северск, Томская область

²ФГБУН Институт физической химии и электрохимии им. академика А. Н. Фрумкина РАН, Москва

³Госкорпорация «Росатом», Москва

Статья поступила в редакцию 24 июня 2021 г.

В настоящей статье приведены разработанные в АО «ОДЦ УГР» технические и методические подходы к характеристике извлекаемых графитовых блоков по гамма-излучающим радионуклидам в процессе демонтажа графитовой кладки и контейнеризации. Представлены результаты экспериментального тестирования данной процедуры и схема контейнера для графитовых блоков, позволяющая максимально увеличить коэффициент заполнения.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, облученный графит, неразрушающий метод контроля, характеристика, контейнеризация.

Введение

С конца 2018 г. в РФ начался поэтапный окончательный останов энергетических реакторов РБМК-1000 и ЭГП-6. С учетом принятой для всех энергетических реакторов концепции вывода из эксплуатации по принципу «немедленный демонтаж» [1, 2] актуализировались задачи по разработке и тестированию технологий, связанных с демонтажем графитовых кладок и обращением с извлеченными графитовыми РАО. Их характеристика по гамма-излучающим радионуклидам является одним из важных этапов, существенно влияющих на безопасность процесса вывода из эксплуатации (ВЭ) уран-графитового реактора (УГР) и его технико-экономические параметры. Уход от заведомо завышенных оценок (при консервативном подходе) путем

разработки и внедрения методов определения радиационных характеристик РАО с метрологическими показателями, исключающими многократное завышение результатов измерений, позволит оптимизировать мероприятия по обеспечению безопасности при обращении с РАО, а также избежать излишних затрат на использование контейнеров более высокого класса при упаковке и дальнейших манипуляциях с ними вплоть до размещения в ПЗРО.

На базе остановленного промышленного уран-графитового реактора АДЭ-5 АО «ОДЦ УГР» выполняется разработка технологий демонтажа конструкций реактора и методов характеристики извлекаемых графитовых блоков с учетом необходимости дальнейшего тиражирования

методов на УГР других типов [3]. Длительность периода эксплуатации ПУГР АДЭ-5 — 43 года. В 2020 г. время выдержки реактора после окончательного останова составило 12 лет.

Разработка методов характеристики осуществляется с учетом специфики обращения с графитовыми блоками при демонтаже УГР. Так, в качестве базового способа его демонтажа был определен вариант послойного разбора графитовой кладки последовательно блок за блоком и их извлечение через специальную проходку с последующей контейнеризацией [4]. Данный подход позволяет повысить безопасность процесса демонтажа кладки, а также обеспечить высокоточные измерения и сортировку, что невозможно выполнить при извлечении графита грейферным способом (захват ковшом массива графитовых блоков) [5].

Выполнение характеристики извлекаемых графитовых блоков по содержанию основных дозообразующих гамма-излучающих радионуклидов (^{60}Co , ^{137}Cs) определяется необходимостью контроля радиационной обстановки в ходе выполнения демонтажа, оптимизации процесса контейнеризации, определения паспортных радиационных характеристик и гарантии условий непревышения установленных пределов по мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения от упаковок.

Влияние особенностей накопления гамма-излучающих радионуклидов в графитовых блоках УГР на их дозовые характеристики

Перечень основных гамма-излучающих радионуклидов, содержащихся в графитовых РАО, представлен в табл. 1.

Таблица 1. Перечень гамма-излучающих радионуклидов, характеризующих графитовые РАО после 10 лет выдержки (ПА – продукт активации, ПД – продукт деления)

№ п/п	Нуклид	Источник образования	$T_{1/2}$, лет	Энергия гамма-излучения, кэВ
1	^{60}Co	ПА	5,27	1173,22; 1332,51
2	$^{137}\text{Cs}+^{137\text{m}}\text{Ba}$	ПД	30,17	661,6
3	^{155}Eu	ПД	4,96	86,6; 105,3
4	^{152}Eu	ПА, ПД	13,5	121,8; 244,7; 964,08; 1085,87; 1112,07; 1408,01
5	^{154}Eu	ПД	8,6	123,07; 247,93; 723,30; 873,18; 996,29; 1004,76; 1274,43; 1596,48
6	^{134}Cs	ПА, ПД	2,06	569,33; 604,72; 795,86; 801,95; 1365,18
7	^{133}Ba	ПА, ПД	10,0	81; 276; 303; 356; 384

Основными изотопами, определяющими мощность эквивалентной дозы гамма-излучения после периода более 10 лет выдержки, являются ^{60}Co и ^{137}Cs . Как показали результаты настоящих исследований, извлеченные в ходе демонтажа графитовых кладок блоки могут существенно отличаться по их содержанию. Кроме того, для каждого из рассматриваемых радионуклидов свойственны индивидуальные особенности их пространственного распределения по объему отдельных графитовых блоков.

Графитовая кладка может иметь существенные загрязнения радионуклидом ^{137}Cs в локальных районах, определяемых зоной его распространения в результате попадания в нее топливной композиции, последующего ее облучения и распространения радионуклидов «топливного происхождения» под влиянием эксплуатационных факторов (рис. 1).

Рис. 1. Характерный пример картограммы УГР с указанием зон локализации радионуклидов «топливного происхождения» (отклик детекторов надтепловых нейтронов в ячейках графитовой кладки, отн. ед.)

Характер загрязнения блоков радионуклидом ^{137}Cs преимущественно поверхностный. При этом имеет место проникновение некоторой доли данного радионуклида в глубинные слои стенки блока (рис. 2). Данная тенденция характерна как для ПУГР, так и для РБМК-1000.

Рис. 2. Характерная форма распределения нуклида ^{137}Cs по толщине стенки графитового блока, расположенного в районе локализации радионуклидов «топливного происхождения» реактора РБМК-1000 ЛАЭС-3

Основная доля продукта активации ^{60}Co распределена по объему блоков, но при этом также наблюдается повышенное содержание данного изотопа в приповерхностном слое графитовых деталей за счет активации продуктов коррозии конструкционных материалов и их фиксации на графитовых блоках. Кроме того, существует широкий диапазон массового содержания примесей кобальта как по объему отдельных блоков, так и от блока к блоку ($0,7 \cdot 10^{-7} - 3,8 \cdot 10^{-6}$ масс.%) [6]. В совокупности эти факторы определяют большую вариативность как пространственного распределения ^{60}Co в объеме отдельных блоков (рис. 3), так и усредненной величины содержания данного изотопа в отдельных блоках (рис. 4).

Рис. 3. Форма распределения ^{60}Co по высоте графитового блока, извлеченного из графитовой кладки ПУГР АДЭ-5

Рис. 4. Функция распределения в выборке из 43 графитовых блоков кладок реакторов РБМК-1000 ЛАЭС-2 и ЛАЭС-3 по величине средней удельной активности ^{60}Co

Функция распределения по величине средней удельной активности ^{60}Co (рис. 4) получена авторами в ходе исследований особенностей накопления радионуклидов в графите реакторов РБМК-1000 ЛАЭС в 2020–2021 гг. Анализируя результаты данных работ, можно констатировать, что при демонтаже графитовых кладок реакторов типа РБМК-1000 следует ожидать ширину диапазона вариации величины мощности дозы от отдельных графитовых блоков до 4 порядков; для основной массы блоков (~85%) — до двух порядков. На рис. 5 представлена эта же функция распределения в пересчете на мощность дозы гамма-излучения

Рис. 5. Функция распределения по величине мощности дозы гамма-излучения на момент окончательного останова реактора РБМК-1000 на расстоянии 10 см (сверху) и 1 м (снизу) от боковой поверхности графитового блока

на момент окончательного останова реактора РБМК-1000 на расстоянии 10 см и 1 м от боковой поверхности графитового блока.

Таким образом, мощность дозы гамма-излучения может существенно варьироваться от блока к блоку как за счет различий по величине их суммарной активности, так и за счет особенностей их пространственной локализации по объему отдельных блоков. Так, например, мощность дозы извлеченных через технологический проем на ПУГР АДЭ-5 [7] графитовых блоков из верхних слоев кладки различалась в ~25 раз (рис. 6 и рис. 7).

Рис. 6. Место извлечения графитовых блоков из ПУГР АДЭ-5 через проем (слева и в центре), емкость с извлеченными блоками (справа)

Рис. 7. Картограмма измерений мощности дозы гамма-излучения вокруг упаковки с графитовыми блоками (3 × 3 шт.), мЗв/ч (<10 см от поверхности). Толстая линия — металлическая стенка контейнера. Красным цветом отмечены значения, превышающие 2 мЗв/ч

На рис. 7 представлены результаты измерений мощности дозы гамма-излучения вокруг упаковки, заполненной графитовыми блоками (3×3 шт.). Как видно на картограмме, мощность дозы на поверхности с трех сторон упаковки находится в диапазоне 0,2–1,1 мЗв/ч и только из-за одного расположенного у стенки более высокоактивного блока мощность дозы превысила 2 мЗв/ч на одной поверхности. Этот предел по МЭД является критерием разделения второй и третьей транспортных категорий в соответствии с СанПиН 2.6.1.1281-03 [8].

Специфика характеристики демонтированных графитовых блоков по гамма-излучающим радионуклидам в ходе контейнеризации

Как было отмечено выше, графитовые блоки УГР характеризуются существенной степенью неравномерности содержания гамма-излучающих радионуклидов как по объему отдельных блоков, так и от блока к блоку (рис. 2–5). Данная неравномерность определяет основную составляющую отклонения результата измерений содержания гамма-излучающих радионуклидов от реальных значений при характеристике как блоков по отдельности, так и в заполненной упаковке (контейнере). Это же обстоятельство может существенно влиять на дозовые характеристики заполненного контейнера (мощность дозы на поверхности) и, соответственно, на выбор контейнера.

Некоторые эффекты, связанные с неравномерностью объемного распределения гамма-излучающих радионуклидов по компактной сборке графитовых блоков (имитация расположения блоков в контейнере), визуальны проиллюстрированы на рис. 8. Моделирование траекторий гамма-квантов проведено методом Монте-Карло в программе Geant 4 [9].

Случаи, представленные на рис. 8В и 8Г, возможны при реализации процесса демонтажа графитовой кладки. Это обусловлено тем, что функции распределения блоков по их дозовым характеристикам (рис. 5) свидетельствуют о том, что ~10% блоков по мощности дозы превышают основную массу на 1–2 порядка, то есть с достаточно большой вероятностью при упаковке в один контейнер будут попадать несколько блоков, отличающихся более высокими значениями дозовых характеристик.

На рис. 9 представлены результаты моделирования относительного отклика детектора гамма-излучения в зависимости от различного расположения в графитовой сборке одного

Рис. 8. Визуализация результатов численного моделирования эффектов рассеяния и поглощения гамма-излучения радионуклидов, содержащихся в графите (траектории гамма-квантов указаны зеленым цветом), для: А – облученных графитовых блоков в виде сборки 5×5 блоков; Б – облученных графитовых блоков в виде сборки 5×5 блоков, установленных в контейнер (внутренний и внешний защитный); В – облученного графитового блока, установленного в центр компактной сборки 5×5 необлученных блоков; Г – облученного графитового блока, установленного в центр периферийного ряда компактной сборки 5×5 необлученных блоков

Рис. 9. Отклик детектора (зарегистрированная интенсивность излучения) на источники гамма-излучения (^{60}Co , 10^7 гамма-квантов) в виде поверхностного слоя графита (5 мм) или одного облученного графитового блока при его различном расположении в графитовой сборке (в ячейках указаны значения отклика детектора от соответствующего источника излучения, имп.)

облученного графитового блока и источника в виде поверхностного слоя ~5 мм.

Как видно на данном рисунке, при расположении облученного блока в центре сборки (рис. 8В) отклик детектора составил всего 2,6 имп., что в ~70 раз меньше, чем отклик детектора при расположении этого блока на периферии (рис. 8Г). При равномерном распределении активности всего объема сборки (рис. 8А) отклик составляет 30 имп.

Из приведенных выше примеров видно, что эффекты самопоглощения и различной

удаленности блоков от детектора приводят к тому, что основной вклад в общий отклик вносит излучение периферийного ряда блоков (более 90%). Данные эффекты можно использовать для оптимизации (по величине активности гамма-излучающих радионуклидов или МЭД) установки блоков в емкость с целью минимизации МЭД на поверхности упаковки (контейнера).

На рис. 9 также показано влияние на общий результат вклада поверхностного загрязнения. Из сравнения откликов от поверхностного загрязнения и от периферийного ряда блоков видно, что поверхностное загрязнение может давать вклад в завышение результата в зависимости от соотношения активностей поверхностного слоя к объему.

В ходе работ была выполнена оценка влияния эффектов рассеяния и поглощения гамма-излучения, а также неравномерности распределения активности, обусловленной ее поверхностной составляющей, в условиях применения стандартного (общепринятого) подхода к паспортизации РАО (рис. 10).

Рис. 10. Схема измерений для подвижного детектора (вид сверху) с четырех позиций с применением гамма-спектрометрической системы ISOCS

Подход заключается в детектировании излучения от заполненного прямоугольного контейнера. Измерения выполняются с четырех сторон с последующим усреднением. Несмотря на то, что это позволяет снизить влияние неравномерности распределения активности на результат, для объектов измерений с ярко выраженной неравномерностью (например, для графитовых РАО) этого недостаточно.

Так, моделирование показало, что в случае измерений без учета неоднородности расположения высокоактивного блока будет зарегистрировано отклонение активности по ^{60}Co в диапазоне от -93% до $+150\%$.

Как правило, в методиках отмечается невозможность применения данного способа при существенной неоднородности активности в контейнере. Значительного снижения влияния данного фактора на результат паспортизации упаковки по гамма-излучающим радионуклидам можно добиться путем характеристики

блоков по отдельности непосредственно перед контейнеризацией.

Таким образом, для использования продемонстрированных эффектов (рис. 8, 9) и минимизации мощности дозы излучения от заполненных упаковок (контейнеров) имеет смысл проводить характеристику графитовых РАО на этапе их формирования. При этом целесообразно применять методики выполнения измерений (МВИ), гарантирующие незанижение результатов, но с минимизацией влияния факторов, обуславливающих завышение реальных значений. Излишне консервативный подход при измерениях может повлечь необоснованные расходы на выбор упаковки (контейнера) более высокого класса.

Оптимальный порядок заполнения контейнеров и паспортизации упаковок с демонтированными графитовыми блоками по гамма-излучающим радионуклидам

Опыт обращения с РАО, накопленный к настоящему времени в России и в мире, свидетельствует о том, что наиболее распространенный способ определения радионуклидного состава и характеристик активности содержимого контейнеров заключается в измерениях и анализе спектра гамма-излучения от уже заполненного контейнера (см. рис. 9). Основным недостатком данного способа является то, что отклонение результата определения среднеобъемной и полной активности контейнера от реальной величины существенно зависит от степени равномерности распределения по объему объекта измерений. Учет некоторых неравномерностей (азимутальной и аксиальной) возможно осуществить с использованием некоторых приемов при измерениях: предварительная сортировка по мощности дозы, многодетекторные схемы, исследование с нескольких сторон, вращение объекта.

Как правило, такая схема паспортизации контейнеров с твердыми РАО по гамма-излучающим радионуклидам является наиболее простой и эффективной, когда фрагменты РАО представляют собой хаотичный лом и затаривание их в контейнер происходит навалом. При этом поступление отходов в пункт контейнеризации происходит отдельными партиями по мере выполнения демонтажных или иных работ. Перед затариванием проводится предварительный контроль РАО по величине МЭД, и их фрагменты с МЭД выше установленного уровня удаляются из основного объема отходов и подлежат в дальнейшем контейнеризации в упаковки более высокого класса.

Проанализированные в предыдущем разделе особенности, связанные со спецификой

Рис. 11. Схема измерения гамма-излучения от графитового блока [10]: 1 – устройство захвата, подъема, вращения и перемещения; 2 – спектрометрический комплекс на основе HPGe-детектора высокого разрешения; 3 – контейнеры (упаковки); 4 – пульт дистанционного управления; 5 – извлеченный графитовый блок; 6 – проходка; 7 – детектор низкого разрешения (NaI или CdZnTe); 8 – наконечник захвата с видеокамерой

технологии проведения демонтажа графитовой кладки, геометрической формой блоков, распределением гамма-излучающих радионуклидов по объему графитовых кладок и отдельных блоков, а также физическими характеристиками графита, определяющими ослабление потоков гамма-излучения, дают основание рекомендовать особый порядок заполнения контейнеров и паспортизации упаковок с демонтированными графитовыми блоками по гамма-излучающим радионуклидам.

Разработанный АО «ОДЦ УГР» способ характеристики, сортировки и контейнеризации извлекаемых при демонтаже УГР графитовых блоков [10] основан на использовании трехкоординатного устройства, которое позволяет дистанционно захватывать, извлекать облученные графитовые элементы без риска разрушения непосредственно из кладки реактора или промежуточной емкости и обеспечивать их транспортировку в выбранном направлении (рис. 11). Устройство было успешно протестировано при извлечении графитовых блоков из кладки ПУГР АДЭ-5.

В процессе извлечения блоков нагрузка контролируется с помощью цифрового динамометра, что также позволяет определить их массу. Точность наведения захвата на стык между блоками обеспечивается оператором по

видеоизображению с цифровой видеокамеры. Конструкция специально разработанного захвата и автоматизация процесса на всех этапах манипуляции с графитовыми блоками позволяет обеспечить безопасность, в том числе с треснувшими и высокоактивными блоками.

Измерения активности гамма-излучающих радионуклидов выполняются в два этапа (рис. 11):

Этап 1. Проводятся предварительные измерения радионуклидного состава с помощью NaI или CdZnTe детектора, расположенных внутри головки устройства захвата блока (см. рис.11, 12), непосредственно после извлечения его из кладки. В процессе измерений точечный детектор располагается внутри отверстия графитового блока. При этом головка устройства захвата является фильтром для мешающего низкоэнергетического излучения. Результат, полученный на данном этапе, является оценочным и используется для настройки геометрии и/или длительности измерений на этапе 2.

Этап 2. Проводятся высокоточные измерения блока с помощью ОЧГ-детектора. При этом, с учетом ранее полученной информации, дистанционно производятся взвешивание, установка графитового блока на определенном расстоянии от спектрометра, а также вращение и позиционирование по высоте. Результат данного

Рис. 12. Спектр гамма-излучения графитового блока, полученный с помощью детектора низкого разрешения при измерениях внутри блока

этапа может быть использован в ходе оптимизации места размещения блока в контейнере и при паспортизации упаковки после заполнения.

Устройство позволяет существенно снизить время на сортировку блоков, обеспечить их дистанционное извлечение, характеризацию и последующую контейнеризацию.

Упорядоченная последовательность извлечения блоков при послойном демонтаже графитовой кладки с использованием трехкоординатного устройства (рис. 11) позволяет организовать процесс их последовательной характеризации с последующим размещением в контейнере [10]. Она проводится в порядке и по методике, описанным и экспериментально отработанным в настоящей работе (см. раздел «Экспериментальная отработка...»).

При этом величины паспортных характеристик по гамма-излучающим радионуклидам заполненной упаковки будут определяться выражением:

$$A^{\Sigma} = \sum_{i=1}^L A_i, \quad (1)$$

где L — количество извлеченных блоков в упаковке (контейнере);

A^{Σ} — суммарная активность радионуклидов блоков в упаковке (контейнере), Бк;

A_i — активность радионуклидов в i -м блоке, помещаемом в упаковку (контейнер), Бк.

Средняя удельная активность содержимого упаковки определяется исходя из величины A^{Σ} и полной массы блоков в контейнере.

При реализации предлагаемого способа существенных временных затрат на измерения каждого блока и создание отдельного пункта контейнеризации и паспортизации не потребуется. Вся последовательность работ может быть организована с помощью защитных выгородок непосредственно в центральном зале реактора, поскольку захват блока в кладке, его извлечение,

перемещение к месту исследования, измерение и разгрузка выполняются с использованием трехкоординатного устройства (рис. 11) и являются этапами одной технологической операции [10].

Важным преимуществом рекомендуемого порядка является возможность организации оптимальной пространственной установки блоков в контейнере в зависимости от их индивидуальных радиационных характеристик с целью минимизации величины МЭД.

Как было показано (рис. 4, 5), графитовые блоки в кладке РБМК-1000 имеют достаточно широкий диапазон по содержанию гамма-излучающих радионуклидов и, соответственно, МЭД. При этом физические показатели, характеризующие ослабление гамма-излучения в графите, могут быть эффективно использованы для экранирования от отдельных, наиболее активных блоков при их пространственном размещении в объеме упаковки. Их доля относительно невысока (~10%, см. рис. 4, 5), то есть в среднем на упаковку из 50 будет приходиться ~5 таких блоков. При помещении в контейнер 50 блоков в 2 слоя по 5×5 шт. и размещении в центре ~5 блоков с высоким уровнем МЭД можно добиться снижения вклада их излучения в результирующую МЭД на поверхности упаковки до ~70 раз.

Наиболее эффективно решить задачу оптимальной пространственной установки блоков в контейнере позволит использование цифровых технологий и численных алгоритмов решения задачи минимизации уровня МЭД от упаковки для фиксированной выборки (количества) графитовых блоков с известными (определенными в ходе поблочной характеризации) радиационными свойствами. Их использование также позволит автоматизировать процесс установки в контейнер по заранее определенным в процессе оптимизационных расчетов координатам расположения каждого блока. В случае если при наиболее приемлемом расположении не удастся добиться уровня МЭД от упаковки ниже установленных пределов, наиболее активные блоки из составленной выборки откладываются для включения в следующую. Комплектация и количество откладываемых блоков определяются расчетным алгоритмом путем последовательного (по одному) исключения из всей выборки наиболее активных блоков до соблюдения условия неперевышения МЭД. Если в процессе демонтажа будет происходить накопление таких «отложенных» блоков выше определенного количества, то необходимо предусмотреть их размещение в контейнерах более «высокого» класса (с более сильной радиационной защитой).

Рис. 13. Блок-схема автоматизации процессов заполнения контейнеров и паспортизации упаковок с демонтированными графитовыми блоками по гамма-излучающим радионуклидам

На практике процесс может быть реализован по блок-схеме (рис. 13).

Экспериментальная отработка способа характеристики графитовых блоков, извлеченных из УГР

В качестве объекта измерений для экспериментальной отработки методики характеристики были детально исследованы радиационные свойства некоторых блоков, извлеченных на разных высотах графитовой кладки ПУГР АДЭ-5. Исследования проведены с применением пробоотбора (рис. 14).

Для извлеченного блока (см. рис. 14) определено значение удельной активности ^{60}Co по

объему, равное $\sim 6,9 \cdot 10^3$ Бк/г, путем усреднения распределения, представленного на рис. 3. С учетом повышенной концентрации изотопа в приповерхностном слое ($\sim 10^5$ Бк/г) содержание ^{60}Co , усредненное по объему блока, составило $\sim 7,5 \cdot 10^3$ Бк/г. Значение объемного содержания ^{137}Cs (~ 30 Бк/г, определено как среднее арифметическое по пробам из объема блока) невелико по сравнению с ^{60}Co , но в приповерхностном слое (< 1 мм) его содержание статистически значимо — до $2 \cdot 10^3$ Бк/г. При усреднении поверхностного и объемного содержания на весь объем блока величина средней удельной активности по ^{137}Cs составит ~ 70 Бк/г. Кроме ^{60}Co и ^{137}Cs в исследованных пробах определено содержание в незначительных количествах ^{134}Cs и ^{135}Ba .

Следует отметить, что состав радионуклидов, порядки значений активности и особенности объемного распределения радионуклидов в выбранном блоке являются характерными для находящихся вне зон локализации просыпей облученного материала ТВЭЛ, то есть для абсолютного большинства графитовых блоков (как ПУГР, так и РБМК-1000).

Для отработки методики характеристики отдельных графитовых блоков по гамма-излучающим радионуклидам использован блок, описанный выше. Для измерения и обработки спектров использовалась гамма-спектрометрическая система ISOCS. Схема измерений представлена на рис. 15.

Измерения спектров излучения от блока, извлеченного из графитовой кладки ПУГР АДЭ-5, проведены в четырех фиксированных положениях (ось детектора перпендикулярна каждой грани блока) и при непрерывном вращении (~ 10 полных оборотов блока за время измерений), их длительность составляла ~ 5 мин. При этом интенсивность набора спектра позволяет сократить это время до 1 минуты без существенной потери точности. Характерный спектр

Рис. 14. Графитовый блок, извлеченный из графитовой кладки ПУГР АДЭ-5, после отбора проб: боковая стенка и торцевая поверхность (слева); схема отбора проб (справа)

Рис. 15. Схема измерения спектров гамма-излучения графитового блока с помощью детекторов высокого (HPGe) и низкого (NaI или CdZnTe) разрешения

Рис. 16. Характерный спектр гамма-излучения от графитового блока, извлеченного из графитовой кладки ПУГР АДЭ-5

Таблица 2. Результаты определения средней удельной активности ^{60}Co в графитовом блоке с использованием спектрометрического комплекса ISOCS

№ п/п	Положение блока по отношению к детектору	Средняя удельная активность блока, Бк/г	Величина отклонения от значения, определенного по пробам, ±%
1	Грань 1	$8,6 \cdot 10^3$	+15
2	Грань 2	$9,1 \cdot 10^3$	+21
3	Грань 3	$9,6 \cdot 10^3$	+28
4	Грань 4	$7,9 \cdot 10^3$	+5
5	Непрерывное вращение блока	$8,5 \cdot 10^3$	+14

гамма-излучения блока в данных условиях измерений приведен на рис. 16.

Результаты определения средней удельной активности графитового блока, извлеченного из графитовой кладки ПУГР АДЭ-5, полученные в ходе его характеристики с использованием спектрометрического комплекса ISOCS, приведены в табл. 2.

Отклонения средних значений удельной активности ^{60}Co по блоку от определенных по пробам составили от +5 до +28% при погрешности однократного измерения <5%. Данный результат (статистически значимое систематическое положительное отклонение) обусловлен тем, что в калибровку системы ISOCS по эффективности регистрации заложено равномерное распределение радионуклидов по объему измеряемого объекта (блока). Зафиксированное в пробах (см. выше) повышенное поверхностное

содержание ^{60}Co за счет отсутствия эффекта ослабления в материале блока дает положительный вклад в результат измерений. Степень влияния данного эффекта также прослеживается и для значений удельной активности, полученных в ходе анализа отобранных проб, а именно — отношение удельной активности приповерхностного слоя к среднеобъемной удельной активности по ^{60}Co составляет ~ 15.

В ходе измерений с применением спектрометрического комплекса ISOCS изотопы ^{134}Cs и ^{135}Ba не идентифицируются. Это обусловлено тем, что спектр целого блока характеризуется более высокой долей рассеянного излучения («комптоновская подложка»), чем спектр от навески графита из этого же блока массой ~0,1 г. Данные радионуклиды распределены по всему объему блока, и вклад их излучения пренебрежимо мал на фоне рассеянного излучения.

Таким образом, результаты опытной характеристики облученных графитовых блоков с использованием спектрометрического комплекса ISOCS показали возможность практического применения данного метода. Полученные величины отклонений удельной активности ^{60}Co свидетельствуют о том, что использованный метод дает определенный консервативный запас по их активности. При этом уровень консервативного завышения является приемлемым и не повлияет на классификацию РАО. Величина консервативного запаса зависит от отношения поверхностной загрязненности к среднему объемному содержанию.

Данный эффект может быть наиболее выражен для изотопов «топливного происхождения» (в частности, ^{137}Cs), что является общей тенденцией при формировании загрязнения графита УГР радионуклидами в процессе эксплуатации [11]. При этом необходимо учитывать, что при применении модели равномерного распределения радионуклидов по объему измеряемого блока (как в случае с ^{60}Co) для ^{137}Cs отклонение от средних значений удельной активности по блоку от значений, определенных по пробам, составят от +43 до +160 % при погрешности однократного измерения < 10 %. Это связано с тем, что повышенное поверхностное содержание за счет отсутствия эффекта ослабления в материале блока дает положительный вклад в результат измерений (для ^{60}Co в меньшей степени, для ^{137}Cs — в большей).

При относительно незначительном содержании ^{137}Cs в графитовом блоке, как в нашем случае, консервативная оценка вполне приемлема, но для случаев с высоким содержанием ^{137}Cs в графите (из зон локализации радионуклидов «топливного» происхождения, рис. 1) данная проблема требует выполнения исследований в части повышения точности измерений за счет учета характера локализации радионуклидов.

Оптимальные физические параметры контейнеров для графитовых РАО

Потенциальная опасность графитовых РАО в условиях размещения в ПЗРО определяется остаточным содержанием в них долгоживущих радионуклидов (^{14}C , ^{36}Cl , актиниды) и параметрами, характеризующими возможную интенсивность их выхода из материала РАО в подвижных формах. Обеспечение безопасности в данных условиях определяется уровнем защитных функций самого ПЗРО и внешних условий (геофизических, геохимических, гидрологических и т. п.), и учитывать контейнеры как фактор

задержки радионуклидов на весь период сохранения потенциальной опасности РАО будет некорректно. По этой причине при демонтаже графитовых кладок в процессе последующего обращения с РАО основное назначение контейнеров заключается в обеспечении:

- их герметичности и гарантии отсутствия выхода радионуклидов в период от момента заполнения до размещения в ПЗРО;
- радиационной защиты (соблюдения условий непревышения МЭД на поверхности контейнера выше установленных пределов) в этот же период.

Согласно экспериментальным данным НИЦ «Курчатовский институт» [12] и АО «ОДЦ УГР» (исследования 2020–2021 гг.), для реакторов типа РБМК-1000 на момент окончательного останова вариативность содержания ^{60}Co в блоках графитовых кладок составит 10^2 – 10^6 Бк/г (рис. 4). Для основной доли блоков (~85 %) она будет равна 10^3 – 10^5 Бк/г (рис. 4). Для ~10 % блоков, расположенных в объеме кладки хаотично, характерны аномально высокие показатели — 10^5 – 10^6 Бк/г. Среднее значение по всей функции распределения — $4,8 \cdot 10^4$ Бк/г. Через характерное время, ~10–15 лет с момента окончательного останова реактора, данные величины снизятся в ~4–8 раз. По объективным причинам практические демонтажные работы непосредственно на реакторе могут быть организованы не ранее этого срока. Таким образом, к моменту начала производства демонтажных работ средняя удельная активность ^{60}Co в блоках графитовых кладок реакторов типа РБМК-1000 составит $6,0 \cdot 10^3$ – $1,2 \cdot 10^4$ Бк/г. Следует отметить, что для основной массы блоков, не имеющих существенных загрязнений радионуклидами «топливного» происхождения, МЭД будет определяться только изотопом ^{60}Co . Вклад от ^{137}Cs будет пренебрежимо мал.

В работе [13] проведены расчеты МЭД на поверхности контейнера в геометрии РАО, соответствующей полезному объему контейнера НЗК-150-15П. В расчетах принята плотность модельных РАО ~2 г/см³ (близка к плотности графита — от 1,65 до 1,7 г/см³). Согласно результатам, при значениях равномерно распределенной активности (^{60}Co) РАО по объему контейнера, равных $6,0 \cdot 10^3$ – $1,2 \cdot 10^4$ Бк/г, для соблюдения условия непревышения МЭД на поверхности 2 мЗв/ч дополнительной радиационной защиты не потребуется. Таким образом, в данном случае достаточно обеспечить необходимые требования для контейнера по герметичности и технологичности. При условии конструктивного исполнения контейнера в виде вкладыша

и внешней емкости, толщина стальных стенок должна быть не менее 5 мм для обеспечения достаточной прочности и жесткости контейнера. При такой толщине стали (10 мм) допустимая величина усредненной удельной активности ^{60}Co в графитовых РАО составит $\sim 1 \cdot 10^5$ Бк/г.

В настоящее время рассматриваются различные варианты упаковок для графитовых блоков, что связано с низким коэффициентом заполнения НЗК-150-1.5 с вкладышем СМ500, разработанным специально для графитовых РАО. Внутренний полезный объем НЗК всего $1,3 \text{ м}^3$ при внешнем объеме $3,74 \text{ м}^3$. При этом стоимость услуг захоронения (хранения) зависит от внешних габаритов.

По результатам анализа [14] вариантов контейнеров, с экономической точки зрения для графитовых отходов целесообразно использовать возвратный металлический контейнер с невозвратной выемной частью (вкладыш), который необходим для обеспечения радиационно безопасной транспортировки до пункта захоронения, а вкладыш — для дальнейшего размещения графитовых РАО в пункте захоронения. При этом конструкция должна обеспечивать возможность использования существующей инфраструктуры обращения с контейнерами. С целью повышения коэффициента заполнения также целесообразно размещать графитовые блоки в два слоя (рис. 17).

Рис. 17. Схема наиболее оптимального размещения графитовых блоков в контейнерах

При размещении графитовых блоков РБМК-1000 по такой схеме (2 слоя по 5×5 шт.) объем нетто РАО составит $1,73 \text{ м}^3$. С учетом этих рекомендаций и результатов опытной поблочной характеристики (см. предыдущий раздел) в рамках настоящей работы был использован металлический контейнер, состоящий из внешнего контейнера БУК-3.1 и вкладыша БУК-1.9.

В контейнере БУК-3.1 предусмотрены посадочные элементы для размещения в нем БУК-1.9. Конструкция БУК-3.1 (табл. 3) предусматривает также элементы для осуществления его транспортировки и погрузо-разгрузочных операций. С учетом размеров во вкладыше БУК-1.9 может быть размещено графитовых блоков: 72 шт. ПУТР или 50 шт. РБМК-1000.

Таблица 3. Конструктивные параметры внешнего и внутреннего контейнеров

Параметры контейнеров	БУК-3.1	БУК-1.9
Габаритные размеры, не более, мм:		
	высота	1240
	длина	1260
	ширина	1260
Толщина стенки, мм	5	5

Для обеспечения определенного консервативного запаса по МЭД на поверхности контейнера конструкция допускает использование листовой стали большей толщины для изготовления корпусов БУК-1.9 и/или БУК-3.1.

В случае графитовых РАО в форме лома блоков, втулок, колец КТК, графитовой крошки для выполнения характеристики контейнеров БУК после их сортировки вполне может быть применен и стандартный подход (рис. 9) с использованием спектрометрических систем типа ISOCS и отечественных СКС-07П как по одноканальной, так и многоканальной схеме измерений. Для вращения при паспортизации может быть использована поворотная платформа «ПОСТ-K10.5» (рис. 18).

Рис. 18. Контейнеры БУК-1.9 (слева), БУК-3.1 (в центре), поворотная платформа «ПОСТ-K10.5» (справа)

Заключение

Предложенные и экспериментально опробованные в настоящей работе методические подходы и алгоритм характеристики графитовых РАО по гамма-излучающим радионуклидам при демонтаже УТР показали корректность их применения и удовлетворительные метрологические характеристики классификации отдельных графитовых блоков для паспортизации упаковок (контейнеров) в процессе их заполнения.

Анализ особенностей содержания гамма-излучающих радионуклидов в графитовых блоках кладок УГР, а также результаты апробации предложенного порядка контейнеризации графитовых РАО и паспортизации упаковок указывают на целесообразность проведения характеристики блоков на этапе формирования упаковки (контейнера). Применение предложенного порядка и методик измерений позволит избежать необоснованного завышения реальных значений активности и МЭД, что может повлечь неоправданные расходы на выбор упаковки (контейнера) более высокого класса. При этом физические основы используемых методик и характерные особенности пространственной локализации радионуклидов в демонтируемых графитовых блоках обуславливают гарантированное незанижение результатов измерений. Схема классификации блоков по величине содержания гамма-излучателей позволяет организовать оптимизированный порядок их пространственного размещения в упаковках с целью минимизации величины МЭД от контейнера и исключения возможности превышения установленных нормативными документами и правилами пределов радиационных характеристик для выбранных упаковок.

При выполнении работ применена конструктивная схема контейнера, приближенная к оптимальной и обеспечивающая выполнение данных требований.

Представленный подход интегрирован в систему обращения с графитовыми блоками (сортировка, контейнеризация и др.) и является важным элементом запатентованных Госкорпорацией «Росатом» технических решений по демонтажу графитовой кладки и характеристике графитовых РАО.

Литература

1. Концепция подготовки и вывода из эксплуатации блоков атомных станций АО «Концерн Росэнергоатом». № КЦП 1.2.2.04.1240-2017. — М.: АО «Концерн Росэнергоатом», 2017.
2. Дорофеев А. Н., Комаров Е. А., Захарова Е. В., Волкова А. Г., Мартынов К. В., Линге И. И., Иванов А. Ю., Уткин С. С., Павлюк А. О., Котляревский С. Г. К вопросу захоронения реакторного графита // Радиоактивные отходы. 2019. № 2 (7). С. 18—30. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-18-30.
3. Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И., Волкова А. Г., Захарова Е. В., Илюхина М. А., Горшков В. Б., Дорофеев А. Н., Зиннуров Б. С., Комаров Е. А. Подходы к характеристике графитовых блоков УГР по бета-излучающим радионуклидам ^{14}C и ^{36}Cl . Апробация на реакторах типа РБМК-1000 //

Радиоактивные отходы. 2021. № 2 (15). С. 21—32. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-2-21-32.

4. Патент РФ № 2679827. Способ демонтажа графитовой кладки ядерного реактора / Бирюков А. Н., Ермошин Ф. Е., Котляревский С. Г., Павлюк А. О., Падерин Е. С. и др.; заявитель и патентообладатель: Госкорпорация «Росатом». № 2018108943; заявл. 12.03.18; опубл. 13.02.2019. Бюл. № 5.

5. Systems and Methods for Dismantling a Nuclear Reactor (Patents US 2011/0235768A1 and US 2015/0228.364).

6. Бушуев А. В., Кожин А. Ф., Петрова Е. В. и др. Радиоактивный реакторный графит. — М.: НИЯУ МИФИ, 2015. 148 с.

7. Патент РФ № 2695107. Способ выполнения технологического проема для осуществления демонтажа графитовой кладки остановленного уран-графитового реактора / Падерин Е. С., Шешин А. А. Заявитель и патентообладатель Госкорпорация «Росатом». № 2018143291; заявл. 06.12.2018; опубл. 19.07.2019. Бюл. 20.

8. СанПиН 2.6.1.1281-03. Санитарные правила по радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов (веществ).

9. Agostinelli S., Allison J., Amako K. et al. Geant4 — a simulation toolkit // Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors, and Associated Equipment. 2003. Vol. 506. № 3. Pp. 250—303. DOI:10.1016/s0168-9002(03)01368-8.

10. Патент РФ 2741765. Способ характеристики графитовых блоков ядерного реактора и устройство для его осуществления / Павлюк А. О., Кан Р. И., Котляревский С. Г., Михайлец А. М., Шевченко О. М., Шевченко А. О. Заявитель и патентообладатель Госкорпорация «Росатом». № 2020120170; заявл. 11.06.2020; опубл. 28.01.2021. Бюл. 4.

11. Былкин Б. К., Давыдова Г. Б., Краюшкин А. В., Шапошников В. А. Расчетные оценки радиационных характеристик облученного графита после окончательного останова АЭС с РБМК // Атомная энергия. 2004. Т. 96. Вып. 6. С. 451—457.

12. Послереакторные исследования в горячих камерах образцов (кернах) графита, взятых из кладки энергоблока № 2 Ленинградской АЭС в 2018 году: Отчет, инв. № 110.9-15вн-19. — 78 с.

13. Радченко М. В., Кормилицына Л. А., Матюнин Ю. И., Могулян В. Г. Многоцелевые упаковки для радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. 2017. № 1. С. 74—84.

14. Павлов Д. И., Сорокин В. Т., Гатауллин Р. М., Шарафутдинов Р. Б. Состояние и основные направления создания парка контейнеров для кондиционирования и захоронения радиоактивных отходов // Ядерная и радиационная безопасность. 2016. № 3 (81). С. 18—29.

Информация об авторах

Павлюк Александр Олегович, кандидат физико-математических наук, руководитель группы НИОКР, АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов» (636000, Томская обл., Северск, Автодорога 13, здание 179), e-mail: rao@dnrc.ru.

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

Волкова Анна Генриховна, кандидат химических наук, старший научный сотрудник, ФГБУН Институт физической химии и электрохимии им. академика А. Н. Фрумкина РАН (119071, Москва, Ленинский пр-т, д. 31, корпус 4), e-mail: anna.agv@yandex.ru.

Захарова Елена Васильевна, кандидат химических наук, заведующая лабораторией, ФГБУН Институт физической химии и электрохимии им. академика А. Н. Фрумкина РАН (119071, Москва, Ленинский пр-т, д. 31, корпус 4), e-mail: zakharova@ipc.rssi.ru.

Комаров Евгений Алексеевич, старший менеджер управления, Госкорпорация «Росатом» (119017, Москва, ул. Большая Ордынка, д. 24), e-mail: EAKomarov@rosatom.ru.

Библиографическое описание статьи

Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И., Волкова А. Г., Захарова Е. В., Комаров Е. А. Подходы к характеристике по гамма-излучающим радионуклидам графитовых блоков и их контейнеризации при демонтаже кладок УГР // Радиоактивные отходы. 2021. №3 (16). С. 30–43. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-3-30-43.

APPROACHES TO GRAPHITE BLOCK CHARACTERIZATION BY GAMMA RADIONUCLIDES AND THEIR PACKAGING DURING UGR STACK DISMANTLEMENT

Pavliuk A. O.¹, Kotlyarevsky S. G.¹, Kan R. I.¹, Volkova A. G.², Zakcharova E. V.², Komarov E. A.³

¹Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors, JSC, Seversk, Tomsk region, Russia

²Federal State Budgetary Institution of Science A. N. Frumkin Institute of Physical Chemistry and Electrochemistry of the Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia

³State Corporation "Rosatom", Moscow, Russia

Article received on June 24, 2021

This paper presents technical and methodological approaches developed by PDC UGR to characterize the removed graphite blocks by gamma-emitting radionuclides during graphite stack dismantlement and to enable their packaging. It overviews the experimental testing of the characterization method and its findings. It also presents container design option allowing to achieve the maximum filling efficiency.

Keywords: radioactive waste, irradiated graphite, non-destructive testing method, characterization, packaging.

References

1. Kontseptsiya podgotovki i vyvoda iz ekspluatatsii blokov atomnykh stantsiy AO "Kontsern Rosenergoatom" [Pre-decommissioning and decommissioning concept for nuclear power units of the Rosenergoatom Concern]. Moscow, JSC Rosenergoatom Concern Publ. No. KTsP 1.2.2.04.1240-2017, 2017.

2. Dorofeev A. N., Komarov E. A., Zakharova E. V., Volkova A. G., Linge I. I., Utkin S. S., Ivanov A. Yu., Pavliuk A. O., Kotlyarevskiy S. G. K voprosu zakhoroneniya reaktornogo grafita [On Reactor Graphite Disposal]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2019, no. 2 (7), pp. 18–30. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-18-30.

3. Pavliuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Kan R. I., Volkova A. G., Zakcharova E. V., Ilyukhina M. A., Gorshkov V. B., Dorofeev A. N., Zinnurov B. S., Komarov E. A. Podkhody k kharakterizatsii grafitovykh blokov UGR po beta-izluchayushchim radionuklidam ¹⁴C i ³⁶Cl. Aprobatsiya na reaktorakh tipa RBMK-1000 [Approaches to the Characterization of Graphite UGR Blocks Based on Beta-emitting ¹⁴C and ³⁶Cl Radionuclides. Testing at RBMK-1000-type Reactors]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2021, no. 2 (15), pp. 21–32. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-2-21-32.

4. Biryukov A. N., Ermoshin F. E., Kotlyarevsky S. G., Pavlyuk A. O., Paderin E. S. et al. *Sposob demontazha grafitovoy kladki yadernogo reaktora* [Method for the dismantlement of a nuclear reactor graphite stack].

Patent RF no. 2679827. Applicant and patentee Rosatom State Corporation, — no. 2018108943; application date: 03.12.18; publication date 13.02.2019.

5. *Systems and Methods for Dismantling a Nuclear Reactor* (Patents US 2011/0235768A1 and US 2015/0228364). Bul. 5.

6. Bushuev A. V., Kozhin A. F., Petrova E. V. et al. *Radioaktivnyy reaktornyy grafit* [Radioactive reactor graphite]. Moscow, National Research Nuclear University MEPhI Publ., 2015. 148 p.

7. Paderin E. S., Sheshin A. A. *Sposob vypolneniya tekhnologicheskogo proyema dlya osushchestvleniya demontazha grafitovoy kladki ostanovlennogo uran-grafitovogo reaktora* [Method providing a technical opening required to dismantle graphite stacks of shutdown uranium-graphite reactors]. Patent RF no. 2695107. Applicant and patentee Rosatom State Corporation, — no. 2018143291; application date: 06.12.2018; publication date 19.07.2019. Bul. 20.

8. SanPiN 2.6.1.1281-03. *Sanitarnyye pravila po radiatsionnoy bezopasnosti personala i naseleniya pri transportirovani radioaktivnykh materialov (veshchestv)* [Sanitary rules for the radiation safety of personnel and population during the transportation of radioactive materials (substances)].

9. Agostinelli S., Allison J., Amako K. et al. Geant4 — a simulation toolkit. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors, and Associated Equipment*, 2003, vol. 506, no. 3, pp. 250—303. DOI: 10.1016/S0168-9002(03)01368-8.

10. Pavlyuk A. O., Kan R. I., Kotlyarevsky S. G., Mikhailets A. M., Shevchenko O. M., Shevchenko A. O. *Sposob kharakterizatsii grafitovykh blokov yadernogo reaktora i*

ustroystvo dlya yego osushchestvleniya [Characterization method for graphite blocks of a nuclear reactor and a device for its implementation]. Patent RF no. 2741765. Applicant and patentee Rosatom State Corporation, — no. 2020120170; application date: 11.06.2020; publication date: 28.01.2021. Bul. no. 4.

11. Bylkin B. K., Davydova G. B., Krayushkin A. V., Shaposhnikov V. A. *Raschetnyye otsenki radiatsionnykh kharakteristik obluchennogo grafita posle okonchatel'nogo ostanova AES s RBMK* [Calculated radiation characteristics of irradiated graphite after the final shutdown of NPP with a RBMK unit]. *Atomnaya Energiya — Atomic Energy*, 2004, vol. 96, iss. 6, pp. 451—457.

12. *Poslereaktornyye issledovaniya v goryachikh kamerakh obraztsov (kernov) grafita, vzyatykh iz kladki energobloka no. 2 Leningradskoy AES v 2018 godu* [Post-irradiation studies in the hot chambers focused on graphite samples (cores) taken from the stack of the power unit No. 2 of the Leningrad NPP in 2018]. Report, inv. No. 110.9-15vn-19. 78 p.

13. Radchenko M. V., Kormilitsyna L. A., Matyunin J. I., Mogulyan V. G. *Mnogotsel'evyye upakovki dlya radioaktivnykh otkhodov* [Multi-purpose Packages for Radioactive Waste]. *Radioaktivnyye otkhody — Radioactive Waste*, 2017, no 1, pp. 52—59.

14. Pavlov D. I., Sorokin V. T., Gataullin R. M., Sharafutdinov R. B. *Sostoyaniye i osnovnyye napravleniya sozdaniya parka konteynerov dlya konditsionirovaniya i zakhroneniya radioaktivnykh otkhodov* [Current state and main development areas for the container fleet required for radioactive waste conditioning and disposal]. *Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost' — Nuclear and radiation safety*, 2016, no. 3 (81), pp. 18—29.

Information about the authors

Pavliuk Alexander Olegovich, PhD, head of the group, “Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors”, JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: info@dnrc.ru.

Kotlyarevsky Sergey Gennadievich, leading engineer, “Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors”, JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: ksg@dnrc.ru.

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

Volkova Anna Genriyevna, PhD, Senior Researcher, Federal State Budgetary Institution of Science A. N. Frumkin Institute of Physical Chemistry and Electrochemistry of the Russian Academy of Sciences (31, Leninsky Av., Moscow, 119071, Russia), e-mail: anna_agv@yandex.ru.

Zakharova Elena Vasil'evna, PhD, Head of the Laboratory, Federal State Budgetary Institution of Science A. N. Frumkin Institute of Physical Chemistry and Electrochemistry of the Russian Academy of Sciences (31, Leninsky Av., Moscow, 119071, Russia), e-mail: zakharova@ipc.rssi.ru.

Komarov Evgenij Alekseevich, Senior Manager of the Decommissioning department, State Corporation “Rosatom” (24, Bolshaya Ordynka St., Moscow, 119017, Russia), e-mail: EAKomarov@rosatom.ru.

Bibliographic description

Pavliuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Kan R. I., Volkova A. G., Zakharova E. V., Komarov E. A. Approaches to graphite block characterization by gamma radionuclides and their packaging during UGR stack dismantlement. *Radioactive Waste*, 2021, no. 3 (16), pp. 30—43. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-3-30-43. (In Russian).