

О ПРОБЛЕМЕ ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНОГО ЭТАПА ОБРАЩЕНИЯ С ОБЛУЧЕННЫМ ГРАФИТОМ БЛОКОВ АЭС С ВОДОГРАФИТОВЫМИ РЕАКТОРАМИ

В. Г. Волков¹, Н. Н. Сафронова¹, Ф. Т. Морозов¹, Е. А. Комаров², В. К. Зимин³,
Б. К. Былкин⁴, Ю. А. Зверков⁴, А. О. Павлюк⁵, С. Г. Котляревский⁵, Р. И. Кан⁵

¹АО «Концерн Росэнергоатом», Москва

²Госкорпорация «Росатом», Москва

³АО «Атомэнергопроект», Москва

⁴НИЦ «Курчатовский институт», Москва

⁵АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов»,
Северск, Томская область

Статья поступила в редакцию 21 мая 2021 г.

В статье рассмотрены технико-экономические и законодательные аспекты, оказывающие влияние на решение проблемы заключительного этапа обращения с облученным графитом блоков АЭС с водографитовыми реакторами в России. Представлены расчетные и экспериментальные данные, обосновывающие целесообразность внесения корректирующих изменений в существующую законодательную и нормативную базу Российской Федерации для обеспечения возможности приповерхностного захоронения облученного графита энергетических реакторов.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, водографитовые реакторы, вывод из эксплуатации, облученный графит, обращение с радиоактивными отходами, законодательные и нормативные правила.

Стоимость работ по выводу из эксплуатации (ВЭ) блоков АЭС на завершающей стадии их жизненного цикла, включая обращение с образующимися РАО, непосредственно влияет на себестоимость производимой атомными станциями продукции (электроэнергия и тепло).

Для сохранения конкурентоспособности атомной энергетики на рынке электроэнергии, эксплуатирующие организации должны постоянно повышать эффективность работ на всех стадиях жизненного цикла блоков АЭС.

Для заключительной стадии — это снижение затрат на работы по ВЭ. При этом доля затрат

на обращение с РАО в полной стоимости ВЭ, по разным оценкам, составляет 40—45 % от общей стоимости ВЭ блока АЭС.

Такой разброс возникает в основном из-за различий в конструкциях реакторных установок АЭС с водо-водяными (типа ВВЭР) и канальными уран-графитовыми реакторами (типа РБМК), влияющими на объем РАО, образующихся при ВЭ.

Для блоков АЭС с уран-графитовыми реакторами (УГР) типа РБМК ключевым элементом, влияющим на стоимость обращения с РАО, является заключительный этап обращения с

облученным реакторным графитом и сменными деталями графитовой кладки (втулки, кольца и др.), который связан с захоронением.

В настоящее время на территории Российской Федерации накоплено примерно 57 тыс. тонн реакторного графита [1]:

- примерно 31 тыс. тонн — в 13 промышленных уран-графитовых реакторах (ПУТР);
- около 26 тыс. тонн — на АЭС с УГР (реактор АМ первой в мире АЭС, реакторы АМБ-100 и АМБ-200 Белоярской АЭС, 4 реактора ЭГП-6 Билибинской АЭС и 11 реакторов РБМК-1000 Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС) (рис. 1) [2].

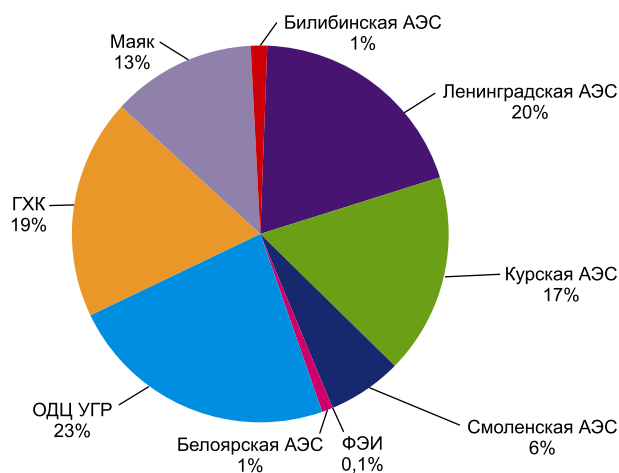


Рис. 1. Количество облученного графита, накопленного на разных площадках, в процентах от общей массы [2]

В Российской Федерации порядок обращения с РАО регулируется федеральными законами № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии», № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» и другими законодательными и нормативными документами, содержащими правовые нормы в сфере обращения с РАО, вывода из эксплуатации ядерных установок и пунктов хранения, а также международными конвенциями, нормами и правилами.

Ряд исследований, проведенных в период 2016—2020 гг. в рамках Комплексной программы по обращению с облученным графитом уран-графитовых реакторов на предприятиях Госкорпорации «Росатом» [1, 3, 4], продемонстрировали возможность технологической реализации методов дезактивации или глубокой переработки облученного графита, но оценки, выполненные с учетом требований существующего законодательства, определили технико-экономическую нецелесообразность этого, что

обусловлено высокой стоимостью технологий и оборудования. Помимо этого, дезактивация приводит к образованию вторичных долгоживущих среднеактивных отходов (САО). В то время как стойкость этих отходов по отношению к внешним воздействиям (выщелачивание, растворение и окисление) существенно ниже, чем исходных (первичных) графитовых РАО.

Вследствие этого технология обращения с облученным реакторным графитом не предполагает дезактивацию графита, и переработку (обработку) облученного графита целесообразно рассматривать только для извлечения просыпей ядерного топлива из «аварийного» графита, т. е. для уменьшения объема удаляемых отходов 1-го и 2-го классов.

В соответствии с [2] графит кладок РБМК (при отсутствии просыпей ядерного топлива) относится ко 2-му классу удаляемых твердых РАО и подлежит захоронению в пунктах глубинного захоронения (ПГЗРО).

Ориентировочная оценка стоимости захоронения реакторного графита блока АЭС с РБМК в ПГЗРО включает [2]:

- стоимость контейнера НЗК-150-1,5П с вкладываемым СМ-500 полезным объемом 1,15 куб. м — 225 000,00 руб.;
- стоимость упаковки графита в контейнер НЗК-150-1,5П — 60 000,00 руб.;
- стоимость захоронения 1 куб. м упаковки с РАО, т. е. объема брутто — 684 733,50 руб. (в ценах 2020 г.) [5].

При этом объем брутто контейнера НЗК-150-1,5П равен 3,74 м³.

В этом случае стоимость захоронения одного контейнера НЗК-150-1,5П без учета стоимости транспортировки и промежуточного хранения составит 2 845 903,29 руб.

С учетом коэффициента заполнения контейнера НЗК-150-5П масса размещаемых в нем графитовых РАО составит около 1,863 тонны.

Тогда для захоронения 26 000 тонн графитовых РАО АЭС потребуется 13 420 контейнеров НЗК-150-1,5П, а затраты на реализацию этого решения составят около 38,2 млрд рублей.

Приведенные оценки показывают, что снижение затрат на обращение с реакторным графитом, образующимся при выводе из эксплуатации блоков АЭС с УГР Концерна «Росэнергоатом», является важной и актуальной задачей.

Одним из направлений решения задачи минимизации расходов на обращение с облученным реакторным графитом может быть оценка возможности и обоснование экологической безопасности захоронения графита в приповерхностном ПЗРО, что позволит снизить затраты на

его захоронение в несколько раз, но потребует внесения соответствующих изменений в законодательные акты.

Вторым направлением снижения затрат является разработка и использование для реакторного графита специальных контейнеров, конструктивно аналогичных контейнерам типа НЗК и оснащенных новыми извлекаемыми вкладышами. Поскольку в облученном реакторном графите основным загрязняющим нуклидом является бета-излучатель ^{14}C , то это дает возможность уменьшить толщину защитных стенок этих контейнеров, что позволит увеличить объем нетто захораниваемых РАО при сохранении объема брутто (объем контейнера НЗК), а также снизить стоимость производства самих контейнеров.

Указанные предложения не противоречат заключению Госкорпорации «Росатом», сделанному по результатам реализации отраслевой программы [6], согласно которому для оптимизации проектных решений по подготовке реакторного графита к захоронению необходимы:

а) организация целевых исследований графита всех энергетических реакторов АЭС с УТР с целью уточнения распределения ^{14}C и ^{36}Cl в графитовых кладках, их интегрального количества, скоростей выхода из матрицы в течение всего периода потенциальной опасности графитовых отходов;

б) уточнение классификации РАО для захоронения с оценкой распределения реакторного графита по «новым классам» (реализация варианта «захоронение на месте» не является приемлемой при выводе из эксплуатации блоков АЭС [7]);

в) поиск и разработка эффективной упаковки и оптимизация процедуры паспортизации реакторного графита.

С учетом объема облученного реакторного графита, представляется целесообразным для его захоронения создать отдельное ПЗРО. Однако в этом случае для захоронения этого графита более предпочтительно использовать пункты не глубинного, а приповерхностного захоронения РАО.

Вышеизложенные предложения учитывают следующее:

1. Вариант «немедленная ликвидация блока АЭС» принят Концерном «Росэнергоатом» в качестве базового варианта вывода из эксплуатации блоков АЭС [7].

2. Согласно расчетным данным НИЦ «Курчатовский институт» [8], мощность дозы от графитового блока после 10 лет выдержки уже достигает транспортного критерия (рис. 2), т. е.

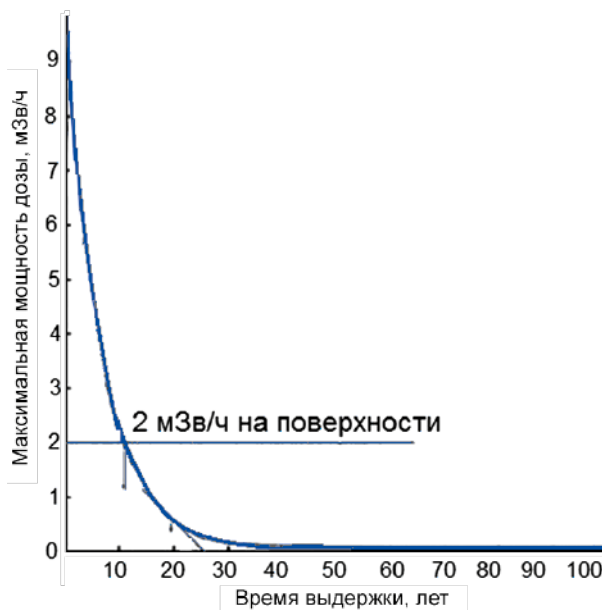


Рис. 2. Мощность эквивалентной дозы излучения от графитового блока в зависимости от времени выдержки

верхнего предела по мощности дозы (не более 2 мЗв/ч на поверхности), допускающего транспортировку упаковок с графитовыми РАО.

В соответствии с базовым вариантом вывода из эксплуатации блоков АЭС, принятым Концерном «Росэнергоатом», демонтаж графитовых кладок реакторов блоков АЭС в лучшем случае начнется через 10–15 лет после их окончательного останова, что обеспечит снижение мощности дозы излучения от упаковки с графитом до 1 мЗв/ч.

Это позволит использовать специальные контейнеры только для транспортировки графита, а захоронение кондиционированного графита в ПЗРО осуществлять в извлекаемых вкладышах, что существенно сократит объем брутто захораниваемых отходов.

В 2015 г. на территории площадки № 2 АО «ОДЦ УТР» был реализован проект вывода из эксплуатации ПУТР ЭИ-2 по варианту «Захоронение на месте» [9]. Для изоляции графитовой кладки в реакторном объеме была применена технология заполнения внутренних полостей барьерными смесями на основе природной глины. Подбор материала для создания дополнительных барьеров безопасности был проведен ИФХЭ РАН по следующим критериям [10, 11]: низкая водопроницаемость; низкие коэффициенты диффузии; высокая сорбционная способность по отношению к радионуклидам; стабильность свойств на период сохранения потенциальной опасности РАО; отсутствие компонентов, способных повышать мобильность радионуклидов при эксплуатации барьера; стабильность свойств барьера в

различных по уровню водонасыщенности породах; экологическая безопасность; достаточная несущая способность; доступность; экономическая приемлемость.

В рамках обоснования экологической безопасности подобного захоронения графита оценка была выполнена по двум сценариям миграции радионуклидов: по варианту нормальной эволюции системы и наиболее вероятному альтернативному сценарию, согласно которому в барьерах образуется трещина площадью 1 м².

Результат выполненных исследований свидетельствует о том, что породы, вмещающие шахты ПУГР, будут выполнять функции защитных барьеров в течение не менее 10 тыс. лет.

Результаты анализа работы системы мониторинга пункта хранения РАО ЭИ-2 (ПХ РАО ЭИ-2) показали [12] отсутствие в период с 2016 по 2020 гг. статистически значимого влияния ПХ РАО ЭИ-2 на окружающую среду. При этом необходимо отметить, что именно первоначальный период после создания ПХ РАО ЭИ-2 рассматривался как наиболее критический с точки зрения выявления негативных последствий.

Реакторный графит (марка ГР-280), из которого изготовлены кладки эксплуатируемых в России и на территории бывшего СССР реакторов типа РБМК, практически идентичен графиту ПУГР (марка графита ГР-220). Различия между ними минимальны по типам и видам исходного сырья, технологии производства и очистки, плотности, структуре (кристаллической и пористой), примесному составу, физическим и механическим свойствам и другим характеристикам [13], поэтому величина и особенности накопления, а также пространственная локализация радионуклидов в графите будут определяться эксплуатационными особенностями РБМК и ПУГР.

С точки зрения влияния на процессы накопления радионуклидов в графите РБМК по сравнению с ПУГР имеются следующие отличия:

- для РБМК характерны несколько более высокие значения потоков тепловых нейтронов, при этом срок их эксплуатации до окончательного останова (в сравнении с ПУГР АДЭ-2, -4, -5) практически аналогичен, однако форма объемного распределения потоков нейтронов в отдельных графитовых блоках и по кладке в целом отличается от ПУГР незначительно;
- графитовые кладки РБМК эксплуатировались в азотно-гелиевой атмосфере (с долей азота на уровне 10%), а кладки ПУГР — в атмосфере азота высокой чистоты, что для РБМК, по сравнению с ПУГР, снижает вклад реакции $^{14}\text{N}(n,\gamma)^{14}\text{C}$ на газообразном азоте в образование ^{14}C ;

- для РБМК свойственно более низкое загрязнение графита радионуклидами, связанное с облучением материалов топливной композиции, поскольку для эксплуатации реакторов данного типа характерно меньшее количество, масштабы, последствия возникновения, протекания и ликвидации аварийных инцидентов с попаданием топливной композиции в кладку;
- такие элементы активной зоны РБМК, как технологические каналы и оболочки твэлов, изготовлены из циркониевого сплава (с основной добавкой ниобия), а ПУГР — из алюминиевого сплава, что определяет возможное наличие в приповерхностном слое графитовых блоков повышенного содержания радионуклидов, присутствующих в продуктах коррозии данных конструкционных материалов (^{60}Co и изотопы Eu — для ПУГР; ^{60}Co и изотопы Zr , Nb — для РБМК). При этом следует отметить, что, несмотря на то что изотопы ^{94}Nb ($T_{1/2} = 2,03 \cdot 10^4$ лет) и ^{93}Zr ($T_{1/2} = 1,5 \cdot 10^6$ лет) являются долгоживущими, величина их удельной активности в графите не повлияет на класс удаляемых РАО. Кроме того, указанные изотопы эффективно удерживаются барьерами безопасности;

- графит РБМК в отдельных участках графитовой кладки эксплуатируется при более высокой температуре, чем соответствующие участки кладки ПУГР, что сказывается на степени структурных радиационно-термических изменений и, соответственно, на тех особенностях локализации и фиксации радионуклидов, которые зависят от структурных особенностей (главным образом пористая структура, геометрия и ориентация зерен и т. п.). Это может повлиять на содержание и прочность фиксации радионуклидов «непримесного» происхождения (^{14}C , образующийся на газообразном азоте, активированные продукты коррозии конструкционных материалов, изотопы «топливного» происхождения). В частности, изотоп ^{14}C , образующийся из примесного азота при более высоких температурах облучения, менее подвержен выщелачиванию за счет большей прочности фиксации в приповерхностных слоях пор, отдельных кристаллитов [14].

Анализ влияния перечисленных различий на процессы накопления радионуклидов позволяет сделать вывод [2], что на момент окончательного останова блоков АЭС с РБМК графитовые блоки РБМК по сравнению с ПУГР будут иметь более низкие значения содержания ^{14}C (согласно оценкам АО «ОДЦ УГР» — в 1,5–2 раза). Это обусловлено тем, что по сравнению с ПУГР (в частности, с АДЭ-2, -4, -5 с длительностью эксплуатации более 40 лет) снижение вклада реакции

$^{14}\text{N}(n,\gamma)^{14}\text{C}$ на газообразном азоте доминирует над положительным вкладом более высоких значений нейтронного потока РБМК в динамику образования ^{14}C . Для РБМК следует ожидать тенденцию к несколько более высокому содержанию ^{60}Co . При этом порядок величины удельной активности, по сравнению с ПУГР, сохранится. Кроме того, отсутствуют предпосылки для принципиальных различий по форме объемного распределения данных радионуклидов в отдельных графитовых блоках и кладках РБМК и ПУГР.

Возможна несколько большая вариация содержания ^{14}C (относительно средней величины) в графитовых блоках РБМК, поскольку, по сравнению с ПУГР, относительный вклад его образования из газообразного азота снижается. Соответственно, относительный вклад его образования из примесного азота, для которого характерна существенная вариация содержания в необлученном графите, увеличивается.

До 2021 года наибольшая статистика экспериментальных данных по содержанию радионуклидов в графите РБМК-1000 в завершающий период их эксплуатации (более 40 лет) была накоплена только для гамма-излучающих радионуклидов [15]. С 2021 г. АО «ОДЦ УГР» с привлечением ИФХЭ РАН им. А. Н. Фрумкина проводит уже более масштабные исследования содержания радионуклидов (в т. ч. ^{14}C , ^{36}Cl , актиниды) и процесса их выщелачивания на статистически представительных массивах образцов реакторов ЛАЭС.

В работе [15] экспериментальные данные о содержании гамма-излучающих радионуклидов представлены по результатам анализа проб графита, отобранных по высоте ячеек графитовых кладок реакторов Ленинградской АЭС (блоки 1 и 2 ЛАЭС). Показано, что основным дозообразующим радионуклидом является изотоп ^{60}Co . Для наиболее энергонапряженных участков графитовых кладок вариация его содержания находится в диапазоне $1 \cdot 10^4$ – $7 \cdot 10^4$ Бк/г. Данные по содержанию ^{60}Co для графита РБМК-1000 блоков ЛАЭС (марка ГР-280) хорошо согласуются с данными для графита ПУГР (марка ГР-220) с учетом различия в потоках тепловых нейтронов, длительности сроков эксплуатации реакторов и времени выдержки ПУГР после окончательного останова.

Содержание ^{14}C , ^{36}Cl в графите РБМК до начала 2021 г. определялось только для образцов без координатной привязки в объеме кладки. Экспериментально полученные значения удельной активности ^{14}C [2, 16] в пробах графита блока 2 ЛАЭС лежат в диапазоне $0,5 \cdot 10^6$ – $1,2 \cdot 10^6$ Бк/г.

Максимальное содержание ^{14}C в графите ПУГР составляет $\sim 2,5 \cdot 10^6$ Бк/г, усредненное по «плато» максимальное значение $\sim 2,0 \cdot 10^6$ Бк/г. Таким образом, можно констатировать, что экспериментальные данные по ^{14}C , полученные для графита блока 2 ЛАЭС, свидетельствуют в пользу корректности оценки, приведенной выше.

Удельная активность ^{36}Cl экспериментально определялась для трех навесок графитовой крошки, образовавшейся при резке графитовых блоков кладки реактора блока 2 ЛАЭС. Значения составили $\sim (500\text{--}570)$ Бк/г, что также попадает в характерный для ПУГР диапазон (до $2 \cdot 10^5$ Бк/г) [3].

Исследования процесса выщелачивания основных долгоживущих радионуклидов из облученного графита проводились в течение 2017–2018 гг. В качестве материала для исследований использовался облученный графит ПУГР (блочный — марки ГР-220, втулочный — марки ГР-76) и образцы в виде измельченного блочного графита РБМК-1000 блока 2 ЛАЭС (марка ГР-280), образовавшегося в ходе работ по восстановлению ресурсных характеристик кладки. Результаты исследований показали [14, 17], что параметры, характеризующие динамику процесса выщелачивания в течение $\sim 1,5$ лет для цельных образцов блочного графита ПУГР и измельченных образцов блочного графита РБМК-1000, имеют незначительные различия как по ^{14}C , так и по ^{36}Cl (рис. 3).

На рис. 3 показатель γ характеризует долю радионуклида, выходящего из образцов облученного блочного графита в единицу времени, и имеет физический смысл отношения активности радионуклида, выходящего в контактный раствор в единицу времени, к полной активности радионуклида, содержащегося в графите (образце, фрагменте, цельной детали),

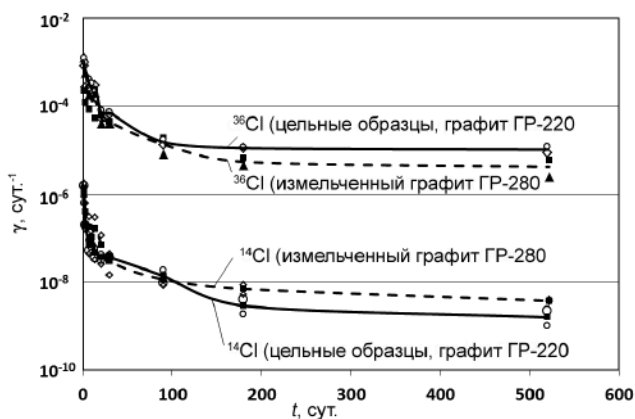


Рис. 3. Динамика изменения доли ^{14}C и ^{36}Cl , выходящих из образцов облученного блочного графита в единицу времени [14]

находящемся в контактном растворе. С помощью этого показателя, введенного по результатам исследований [14, 17], оценивается стойкость образцов облученного графита по отношению к выщелачиванию радионуклидов.

Следует отметить, что при обосновании безопасности ПХ РАО ПУГР ЭИ-2 в качестве исходных данных для прогнозных расчетов миграции радионуклидов использовались консервативно завышенные значения скорости выщелачивания по сравнению с данными последних исследований [14, 17] — примерно на два порядка по ^{14}C и на один порядок по ^{36}Cl .

Результаты анализа сценария эволюции ПЗРО [18], проведенные на примере концепции, разработанной для площадки вблизи г. Сосновый Бор, недалеко от территории Ленинградского отделения ФГУП «РосРАО», показали соблюдение требований безопасности в отношении влияния ПЗРО (заложенного в сценарий) на окружающую среду и население.

В данной работе расчетная гидрогеологическая модель основана на реальных гидрогеологических условиях площадки размещения объекта захоронения. Для оценки базового сценария эволюции был применен аттестованный расчетный код GeRa/V1. Заложенные исходные данные активности графита по ^{14}C и ^{36}Cl соответствовали прогнозируемым для РБМК значениям (см. выше), масса захораниваемого графита составляла 60 000 тонн (консервативно завышенная). Данные по параметрам, характеризующим скорость выщелачивания, приняты с таким же консервативным запасом, как и для ПХ РАО ПУГР ЭИ-2.

Результаты моделирования показали, что в случае захоронения 60 000 тонн облученного графита в рассматриваемых условиях, значения удельной активности радиологически значимых радионуклидов в грунтовой воде в точке мониторинга будут равны значениям не более 0,1 УВ, что соответствует дозовому критерию 10 мкЗв/год при потреблении питьевой воды (даже при существенно завышенных параметрах интенсивности выщелачивания радионуклидов из графита).

Изложенные выше результаты анализа различий процессов накопления радионуклидов в графите РБМК и ПУГР, а также приведенные данные экспериментальных и модельных исследований позволяют сделать вывод, что по своим характеристикам (изотопный состав, содержание радионуклидов, параметры выщелачивания) графит РБМК будет иметь потенциальную опасность, не выше, чем графит ПУГР.

Следовательно, эти данные могут стать базой для обоснования возможности и экологической безопасности размещения облученного графита, извлекаемого из остановленных для вывода из эксплуатации блоков АЭС с УГР, в заглубленных пунктах окончательного захоронения РАО приповерхностного типа.

Исследования по окончательной изоляции облученного графита проводятся и за рубежом. В частности, в Великобритании пункт захоронения реакторного графита предполагается разместить на средней глубине (не менее 30 м от поверхности земли) [2]. Разрабатываемая концепция данного ПЗРО включает шахту, облицованную бетоном, в которой стена и плита основания из армированного бетона будут выступать в качестве элементов многобарьерной системы безопасности. Цементированные отходы в контейнерах планируется разместить в шахте, а оставшиеся зазоры залить цементным раствором до получения единого монолита. Надшахтная камера подлежит закладке, благодаря чему отходы будут на десятки метров отделены от уровня поверхности земли. На поверхности будет сформирован курган, что позволит снизить объем инфильтрации воды внутрь могильника.

В настоящее время возможность приповерхностного захоронения облученного графита также детально рассматривается во Франции. При этом существенным отличием является то, что и там и в других западных странах графитовые отходы отнесены к категории низкоактивных РАО, которые могут содержать долгоживущие радионуклиды (удельная активность 10^2 – 10^6 Бк/г). В соответствии с документом МАГАТЭ, содержащим классификацию радиоактивных отходов [19], для данной категории РАО рекомендуется вариант приповерхностного захоронения.

В РФ действуют более жесткие требования, и при тех же характеристиках по активности примерно 81–88 % графита [2] относится к категории среднеактивных отходов (САО), поэтому, согласно статье 12 часть 2 Федерального закона от 11.07.2011 № 190-ФЗ [20], графит энергетических реакторов подлежит захоронению в ПЗРО.

Подводя итог рассмотрения обсуждаемой проблемы, можно отметить:

1. Стоимость захоронения облученного реакторного графита в глубинном ПЗРО при существующих технологиях кондиционирования является высокой.

2. Через 10–15 лет естественной выдержки после окончательного останова блоков АЭС с водографитовыми реакторами радиологическая опасность графита определяется в основном долгоживущими ^{14}C и ^{36}Cl (β -излучатели).

Снижение вклада дозообразующих радионуклидов в результате их распада (главным образом ^{60}Co) обуславливает возможность значительно снизить требования по радиационной защите графитовых РАО при их контейнеризации и дальнейших манипуляциях с контейнерами вплоть до размещения в ПЗРО. Таким образом, рассмотрение вопроса об использовании контейнеров более «легкого» класса с извлекаемыми вкладышами является целесообразным и обоснованным.

3. Анализируя различия процессов накопления радионуклидов в графитовых кладках ПУГР и РБМК, можно констатировать, они не оказывают принципиального влияния на изотопный состав ключевых радионуклидов, а также на особенности их накопления и пространственной локализации в графите РБМК по сравнению с графитом ПУГР (за исключением радионуклидов «топливного» происхождения). Незначительные различия (не более порядка) возможны по характерным величинам содержания для отдельных радионуклидов, что определяется различием условий облучения и вариацией структурных характеристик графита по объему графитовых кладок.

Параметры, характеризующие динамику процессов выщелачивания радионуклидов из облученного блочного графита ПУГР и РБМК, имеют незначительные различия как по ^{14}C , так и по ^{36}Cl .

4. Сформулированные в п. 3 выводы, в совокупности с результатами прогнозного анализа эволюции концептуального ПЗРО вблизи г. Соновый Бор и положительным практическим опытом АО «ОДЦ УГР», полученным в процессе научно-технической, технологической, проектной разработок, обоснования безопасности и сооружения приповерхностного ПЗРО в ходе вывода из эксплуатации ПУГР ЭИ-2, могут быть положены в основу обоснования подхода к захоронению графита энергетических УГР в ПЗРО приповерхностного типа. В этом случае затраты могут быть снижены более чем в 4 раза.

5. Создание приповерхностных ПЗРО для захоронения графита не противоречит рекомендациям МАГАТЭ и работам, выполняемым за рубежом.

6. Учитывая проблему выбора окончательного решения по захоронению реакторного графита в мире (около 184 тыс. тонн, без учета РФ), отечественные методики, технологии и другие технические наработки, полученные в ходе создания приповерхностных ПЗРО для захоронения реакторного графита, могут вызывать коммерческий интерес за рубежом.

7. В настоящее время захоронение облученного графита энергетических реакторов в приповерхностном ПЗРО противоречит Постановлению Правительства РФ № 1069 и положениям Федерального закона от 11.07.2011 № 190-ФЗ [20, 21], согласно которым долгоживущие САО подлежат захоронению в ПГЗРО.

Для внесения изменений в указанные законодательные акты необходимо выполнить технико-экономическое обоснование и получить подтверждение экологической безопасности захоронения реакторного графита в приповерхностном ПЗРО. После чего на основе их результатов разработать соответствующие предложения, в том числе технические требования на разработку ПЗРО приповерхностного типа и оборудования, необходимого для кондиционирования и захоронения реакторного графита.

Заключение и предложения

С целью снижения стоимости захоронения облученного реакторного графита предлагается:

1. Уточнить радиационные характеристики облученного графита энергетических реакторов с целью ухода от консервативных (завышенных) оценок его удельной активности.

2. Разработать технико-экономическое обоснование и обоснование экологической безопасности захоронения контейнеров с облученным графитом в приповерхностных ПЗРО с последующим внесением изменений в положения действующих законодательных актов и других нормативных документов.

3. Для снижения объема брутто контейнеров для захоронения графитовых отходов необходимо в габаритных размерах НЗК разработать и сертифицировать новый транспортно-упаковочный контейнер с извлекаемыми вкладышами большего полезного объема.

По мнению авторов, реализация всех вышеперечисленных мероприятий при выводе из эксплуатации блоков АЭС с УГР позволит значительно снизить как затраты на захоронение реакторного графита, так и общие затраты на обращение с образующимися радиоактивными отходами.

Литература

1. *Kashcheev V. A., Ustinov O. A., Yakunin S. A., Zagumennov V. S., Pavlyuk A. O., Kotlyarevskiy S. G., Bepala E. V. Technology and facility for incinerating irradiated reactor graphite // Atomic Energy. 2017. Vol. 122. № 4. Pp. 252–256.*

2. Дорощев 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.
3. Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Беспала Е. В., Волкова А. Г., Захарова Е. В. Анализ возможности снижения потенциальной опасности графитовых радиоактивных отходов при термической обработке // Известия ТПУ: Инжиниринг георесурсов. 2017. Т. 328. № 8. С. 24–32.
4. Волкова А. Г., Захарова Е. В., Павлюк А. О., Ширяев А. А. Радионуклиды в облученном графите уран-графитовых реакторах: жидкостная дезактивация втулок // Радиохимия. 2018. Т. 60. № 5. С. 477.
5. Приказ Федеральной антимонопольной службы от 28 декабря 2017 г. № 1812/17 «Об установлении тарифов на захоронение радиоактивных отходов классов 1, 2, 3, 4, 6 на период с 2018 по 2022 годы и тарифов на захоронение радиоактивных отходов класса 5 на 2018 год».
6. Комплексная программа по обращению с графитом уран-графитовых реакторов на предприятиях Госкорпорации «Росатом» на период 2015–2021 гг. М. : Госкорпорация «Росатом», 2014.
7. Концепция подготовки и вывода из эксплуатации блоков атомных станций АО «Концерн Росэнергоатом». № КЦП 1.2.2.04.1240-2017. М. : АО «Концерн Росэнергоатом», 2017.
8. 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.
9. Патент 2580819 Российская Федерация, МПК (2014.01) G21F7/00, G21C 1/16. Способ вывода из эксплуатации уран-графитового ядерного реактора / А. М. Изместьев, Е. В. Захарова, А. О. Павлюк, С. Г. Котляревский, Е. В. Беспала (заявитель и патентообладатель АО «ОДЦ УГР»). Заявка № 2015105922/07 от 21.02.2015. // Бюллетень патентов, 2016, № 10.
10. Izmetiev A., Pavliuk A., Kotlyarevsky S. Application of void-free filling technology for additional safety barriers creation during uranium-graphite reactors decommissioning // Advanced Materials Research. 2015. Vol. 1084. Pp. 613–619.
11. Талицкая А. В., Захарова Е. В., Андрющенко Н. Д., Бочкарев В. В. Оценка долговременной безопасности объекта окончательной изоляции радиоактивных отходов, создаваемого при выводе из эксплуатации промышленного уран-графитового реактора // Ядерная и радиационная безопасность. 2017. № 2 (84). С. 54–60.
12. Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Марков С. А., Шатров М. В. Организация и результаты мониторинга пункта хранения радиоактивных отходов, созданного при выводе из эксплуатации промышленного уран-графитового реактора ЭИ-2 // Радиоактивные отходы. 2018. № 3(4). С. 69–77.
13. Виргильев Ю. С., Балдин В. Д., Родченков Б. С. Российские реакторные графиты и их использование в конструкциях графитовых кладок ядерных реакторов». Препринт ОАО «НИКИЭТ». М. : НИКИЭТ, 2013. 42 с.
14. Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И., Волкова А. Г., Захарова Е. В. Экспериментальные исследования процесса выщелачивания долгоживущих радионуклидов ^{14}C и ^{36}Cl из облученного графита // Радиохимия. 2021. Т. 63. № 2. С. 149–159.
15. Штроббах Я. И., Семченков Ю. М., Гурович Б. А., Платонов П. А., Чугунов О. К. и др. Результаты исследований свойств графита кладок уран-графитовых реакторов на последней стадии их эксплуатации / Материалы отраслевого совещания по проблеме обращения с облученным графитом уран-графитовых реакторов (17–18 мая 2016 г., г. Северск).
16. Смирский Ю. Н., Потапов В. Н., Игнатов С. М., Степанов А. В., Семин И. А., Волкович А. Г. Радиохимический и радиометрический методы определения C-14 в графите — сравнение методов / Материалы IX российской конференции «Радиохимия 2018» (17–23 сентября 2018 г., г. Санкт-Петербург).
17. Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И., Волкова А. Г., Золотов Д. А., Пахневич А. В., Захарова Е. В., Ширяев А. А. Определение параметров пористой структуры облученного графита, влияющих на механизмы выхода долгоживущих радионуклидов при контакте с жидкими средами // Радиохимия. 2020. Т. 62. № 6. С. 526–535.
18. Самойлов А. А. Системная оптимизация и обоснование решений по безопасной эксплуатации установок по обращению с РАО на объектах ядерного топливного цикла. Дисс... канд. физ.-мат. наук. — М. : ИБРАЭ РАН, 2020. 135 с.
19. Classification of Radioactive Waste. General Safety Guide No. GSG-1. — Vienna: IAEA, 2009.
20. Федеральный закон № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации», 2011.
21. Постановление Правительства Российской Федерации № 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», 2012.

Информация об авторах

Волков Виктор Глебович, доктор технических наук, заместитель начальника отдела, АО «Концерн Росэнергоатом» (115191, Москва, Холодильный переулок, д. 3а), e-mail: volkov-vg@rosenergoatom.ru.

Сафронова Наталия Николаевна, кандидат экономических наук, начальник отдела, АО «Концерн Росэнергоатом» (115191, Москва, Холодильный переулок, д. 3а), e-mail: safronova-nn@rosenergoatom.ru.

Морозов Федор Тимурович, ведущий специалист, АО «Концерн Росэнергоатом» (115191, Москва, Холодильный переулок, д. 3а), e-mail: morozov-ft@rosenergoatom.ru.

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

Зимин Владимир Константинович, главный специалист, АО «Атомэнергопроект» (107996, Москва, ул. Бакунинская, д. 7, стр. 1), e-mail: Zimin_VK@aep.ru.

Былкин Борис Константинович, доктор технических наук, ведущий научный сотрудник, НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1), e-mail: bbylkin@rambler.ru.

Зверков Юрий Алексеевич, кандидат технических наук, ведущий научный сотрудник, НИЦ «Курчатовский институт» (123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1), e-mail: Zverkov_YA@nrcki.ru.

Павлюк Александр Олегович, кандидат физико-математических наук, руководитель группы, 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.

Библиографическое описание статьи

Волков В. Г., Сафронова Н. Н., Морозов Ф. Т., Комаров Е. А., Зимин В. К., Былкин Б. К., Зверков Ю. А., Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Кан Р. И. О проблеме заключительного этапа обращения с облученным графитом блоков АЭС с водографитовыми реакторами // Радиоактивные отходы. — 2021. — № 2 (15). С. 10—20. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-2-10-20.

ON THE CHALLENGE ASSOCIATED WITH THE FINAL STAGE OF IRRADIATED GRAPHITE MANAGEMENT FROM WATER-GRAPHITE NPP REACTOR UNITS

Volkov V. G.¹, Safronova N. N.¹, Morozov F. T.¹, Komarov E. A.², Zimin V. K.³, Bylkin B. K.⁴, Zverkov Yu. A.⁴, Pavlyuk A. O.⁵, Kotlyarevsky S. G.⁵, Kan R. I.⁵

¹“Rosenergoatom Concern” JSC, Moscow, Russia

²State Corporation “Rosatom”, Moscow, Russia

³JSC “Atomenergoproekt”, Moscow, Russia

⁴NRC “Kurchatov Institute”, Moscow, Russia

⁵“Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors”, JSC, Seversk, Tomsk region, Russia

Article received on May 21, 2021

The paper discusses engineering, economic and legislative aspects influencing the ways of addressing the problem associated with the final stage of irradiated graphite management from water-graphite NPP reactor units in Russia. It presents some calculated and experimental data demonstrating the feasibility of introducing some corrective changes to the legislative and regulatory framework existing in the Russian Federation to enable near-surface disposal of irradiated graphite from power reactors.

Keywords: radioactive waste, water-graphite reactors, decommissioning, irradiated graphite, radioactive waste management, legislative and regulatory rules.

References

1. Kashcheev V. A., Ustinov O. A., Yakunin S. A., Zagumennov V. S., Pavlyuk A. O., Kotlyarevskiy S. G., Bespala E. V. Technology and facility for incinerating irradiated reactor graphite. *Atomic Energy*, 2017, vol. 122, no. 4, pp. 252–256.
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 zakhroneniya reaktornogo grafito [On Reactor Graphite Disposal]. *Radioaktivnyye otkhody — Radioactive Waste*, 2019, no. 2 (7), pp. 18–30.
3. Pavlyuk A. O., Kotlyarevskiy S. G., Bespala E. V., Volkova A. G., Zaharova E. V. Analiz vozmozhnosti snizheniya potentsial'noy opasnosti grafitovykh radioaktivnykh otkhodov pri termicheskoy obrabotke [Evaluating the Potential of Reducing the Potential Hazard of Graphite Radioactive Waste During its Heat Treatment]. *Izvestiya TPU: Inzhiniring georesursov — Georesource Engineering*, 2017, vol. 328, no. 8, pp. 24–32.
4. Volkova A. G., Zakharova E. V., Pavlyuk A. O., Shiryayev A. A. Radionuklidy v obluchennom grafito uran-grafitovykh reaktorakh: zhidkostnaya dezaktivatsiya vtulok [Radionuclides in the irradiated graphite from uranium-graphite reactors: liquid decontamination of bushings]. *Radiokhimiya — Radiochemistry*, 2018, vol. 60, no. 5, pp. 477.
5. Order of the Federal Antimonopoly Service of December 28, 2017 No. 1812/17 Establishing Disposal Tariffs for Radioactive Waste Classes 1, 2, 3, 4, 6 for 2018–2022 and Disposal Tariffs for Radioactive Waste Class 5 for 2018.
6. Comprehensive Program on Graphite Management from Uranium-Graphite Reactors at ROSATOM Enterprises in 2015–2021. Moscow, State Corporation Rosatom Publ., 2014.
7. Pre-decommissioning and Decommissioning Concept for NPP Units Operated by JSC Rosenergoatom Concern. No. KTSP 1.2.2.04.1240-2017. Moscow, JSC Rosenergoatom Concern Publ., 2017.
8. Bylkin B. K., Davydova G. B., Krayushkin A. V., Shaposhnikov V. A. Raschetnyye otsenki radiatsionnykh kharakteristik obluchennogo grafito posle okonchatel'nogo ostanova AES s RBMK [Calculated Radiation Characteristics of Irradiated Graphite after the Final Shutdown of a NPP with RBMK Unit]. *Atomnaya energiya — Atomic energy*, 2004, vol. 96, iss. 6, pp. 451–457.
9. Patent 2580819 Russian Federation, IPC (2014.01) G21F7 / 00, G21C 1/16. *Sposob vyvoda iz ekspluatatsii uran-grafitovogo yadernogo reaktora* [Uranium-Graphite Nuclear Reactor Decommissioning Method] / A. M. Izmistiev, E. V. Zakharova, A. O. Pavlyuk, S. G. Kotlyarevskiy, E. V. Bespala (JSC PDC UGR applicant and patentee). Application No. 2015105922/07 dated as of February, 21, 2015. Moscow, Bulletin of patents, 2016, no. 10.
10. Izmistiev A., Pavliuk A., Kotlyarevskiy S. Application of void-free filling technology for additional safety barriers creation during uranium-graphite reactors decommissioning. *Advanced Materials Research*, 2015, vol. 1084, pp. 613–619.
11. Talitskaya A. V., Zakharova E. V., Andryushchenko N. D., Bochkarev V. V. Otsenka dolgovremennoy bezopasnosti ob"yekta okonchatel'noy izolyatsii radioaktivnykh otkhodov, sozdavayemogo pri vyvode iz ekspluatatsii promyshlennogo uran-grafitovogo reaktora [Long-term Safety Assessment of a Final Radioactive Waste Disposal Facility Established During Industrial Uranium-Graphite Reactor Decommissioning]. *Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost' — Nuclear and Radiation Safety*, 2017, no. 2 (84), pp. 54–60.
12. Pavliuk A. O., Kotlyarevskiy S. G., Markov S. A., Shatrov M. V. Organizatsiya i rezul'taty monitoringa punkta khraneniya radioaktivnykh otkhodov, sozdannogo pri vyvode iz ekspluatatsii promyshlennogo uran-grafitovogo reaktora EI-2 [Monitoring of RW Storage Facility Built as a Result of EI-2 Uranium-Graphite Reactor Decommissioning]. *Radioaktivnyye otkhody — Radioactive Waste*, 2018, no. 3 (4), pp. 69–77.
13. Virgiliev Yu.S., Baldin V.D., Rodchenkov B.S. *Rossiyskiye reaktornyye grafity i ikh ispol'zovaniye v konstruktivnykh grafitovykh kladok yadernykh reaktorov* [Russian Reactor Graphites and their Use in Nuclear Reactors Graphite Stacks Structures]. Preprint of JSC NIKIET. Moscow, JSC NIKIET Publ., 2013. 42 p.
14. Pavlyuk A. O., Kotlyarevskiy S. G., Kan R. I., Volkova A. G., Zakharova E. V. Eksperimental'nyye issledovaniya protsessa vyshchelachivaniya dolgozhivushchikh radionuklidov ^{14}C i ^{36}Cl iz obluchennogo grafito [Experimental Studies of Long-lived ^{14}C and ^{36}Cl Radionuclide Leaching from Irradiated Graphite]. *Radiokhimiya — Radiochemistry*, 2021, vol. 63, no. 2, pp. 149–159.
15. Shtrombakh Ya. I., Semchenkov Yu. M., Gurovich B. A., Platonov P. A., Chugunov O. K. et al. Rezul'taty issledovaniy svoystv grafito kladok uran-grafitovykh reaktorov na posledney stadii ikh ekspluatatsii [Findings of Graphite Property Studies Focused on Uranium-Graphite Reactor Stacks Being at the Last Stage of their Operation]. *Materialy otraslevogo soveshchaniya po probleme obrashcheniya s obluchennym grafitom uran-grafitovykh reaktorov* [Proceedings of a Branch Meeting on the Challenges in the Management of Irradiated Graphite from Uranium-Graphite Reactors] (May 17–18, 2016, Seversk).
16. Simirskiy Yu. N., Potapov V. N., Ignatov S. M., Stepanov A. V., Semin I. A., Volkovich A. G. Radiokhimi Cheskiy i radiometricheskiy metody opredeleniya

C-14 v grafitе — sravneniye metodov [Radiochemical and Radiometric Methods Providing C-14 Identification in Graphite: Comparison of Methods]. *Materialy IX rossiyskoy konferentsii «Radiokhimiya 2018»* [Proceedings of the IX Russian Radiochemistry 2018 Conference] (September 17–23, 2018, St. Petersburg).

17. Pavlyuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Kan R. I., Volkova A. G., Zolotov D. A., Pakhnevich A. V., Zakharova E. V., Shiryayev A. A. Opredeleyeniye parametrov poristoy struktury obluchennogo grafitа, vliyayushchikh na mekhanizmy vykhoda dolgozhivushchikh radionuklidov pri kontakte s zhidkimi sredami [Specifying the Parameters of Porous Irradiated Graphite Structure Affecting the Mechanisms of Long-lived Radionuclides Release Due to Their Interaction with Liquid Media]. *Radiokhimiya — Radiochemistry*, 2020, vol. 62, no. 6, pp. 526–535.

18. Samoilov A. A. *Sistemnaya optimizatsiya i obosnovaniye resheniy po bezopasnoy ekspluatatsii ustano-vok po obrashcheniyu s RAO na ob'yektakh yadernogo toplivnogo tsikla*: Dissertatsiya na soiskaniye

uchenoy stepeni kandidata fiziko-matematicheskikh nauk [Comprehensive Optimization and Feasibility Demonstration as Regards the Proposals Addressing the Safe Operation of Radioactive Waste Management Facilities at Nuclear Fuel Cycle Facilities: Thesis Seeking for the Ph. D. Degree in Physical and Mathematical Sciences]. Moscow, IBRAE RAN Publ., 2020. 135 s.

19. *Classification of Radioactive Waste*. General Safety Guide No. GSG-1. — Vienna: IAEA, 2009.

20. Federal Law No. 190-FZ On Radioactive Waste Management and Amendments to Certain Legislative Acts of the Russian Federation, 2011.

21. Decree of the Government of the Russian Federation No. 1069 On Criteria Used to Categorize Solid, Liquid and Gaseous Waste as Radioactive Waste, Criteria for Radioactive Waste Categorization as Non-retrievable Radioactive Waste and Retrievable Radioactive Waste and Classification Criteria for Retrievable Radioactive Waste, 2012.

Information about the authors

Volkov Viktor Glebovich, Doctor of Technical Sciences, Deputy Head of the Department, “Rosenergoatom Concern” JSC (3a, Kholodilny lane, Moscow, 115191, Russia), e-mail: volkov-vg@rosenergoatom.ru.

Safronova Natalia Nikolaevna, PhD in Economics, Head of the Department of Prospective Development of Decommissioning, “Rosenergoatom Concern” JSC (3a, Kholodilny lane, Moscow, 115191, Russia), e-mail: safronova-nn@rosenergoatom.ru.

Morozov Fedor Timurovich, Leading Specialist, “Rosenergoatom Concern” JSC (3a, Kholodilny lane, Moscow, 115191, Russia), e-mail: morozov-ft@rosenergoatom.ru.

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

Zimin Vladimir Konstantinovich, Chief Specialist, JSC “Atomenergoproekt” (7/1, Bakuninskaya St., Moscow 107996, Russia), e-mail: Zimin_VK@aep.ru.

Bylkin Boris Konstantinovich, Doctor of Technical Sciences, Leading Researcher, NRC “Kurchatov Institute” (1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: bbylkin@rambler.ru.

Zverkov Yuri Alekseevich, PhD, Leading Researcher, NRC “Kurchatov Institute” (1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182, Russia), e-mail: Zverkov_YA@nrcki.ru.

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.

Kotlyarevskij 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: info@dnrc.ru.

Kan Roman Igorevich, engineer, “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.

Bibliographic description

Volkov V. G., Safronova N. N., Morozov F. T., Komarov E. A., Zimin V. K., Bylkin B. K., Zverkov Yu. A., Pavlyuk A. O., Kotlyarevsky S. G., Kan R. I. On the Challenge Associated with the Final Stage of Irradiated Graphite Management from Water-Graphite NPP Reactor Units. *Radioactive Waste*, 2021, no. 2 (15), pp. 10–20. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-2-10-20. (In Russian).