

## К ВОПРОСУ ЗАХОРОНЕНИЯ РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА

А. Н. Дорофеев<sup>1</sup>, Е. А. Комаров<sup>1</sup>, Е. В. Захарова<sup>2</sup>, А. Г. Волкова<sup>2</sup>, И. И. Линге<sup>3</sup>,  
А. Ю. Иванов<sup>3</sup>, С. С. Уткин<sup>3</sup>, А. О. Павлюк<sup>4</sup>, С. Г. Котляревский<sup>4</sup>

<sup>1</sup>Госкорпорация «Росатом», Москва

<sup>2</sup>Институт физической химии и электрохимии имени А. Н. Фрумкина РАН, Москва

<sup>3</sup>Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

<sup>4</sup>АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов», г. Северск

Статья поступила в редакцию 7 мая 2019 г.

*Рассмотрено состояние работ и исследований по обращению с облученным реакторным графитом. Предложены варианты оптимизации расходов на захоронение РАО, включая разработку и применение методов дезактивации, снижения активности графитовых РАО, снижения стоимости процедур кондиционирования РАО, а также создание специализированного пункта захоронения РАО. Описаны основные пути для достижения прогресса и уточнения плана исследований и разработок в части удаления графита на захоронение.*

**Ключевые слова:** радиоактивные отходы, радиоуглерод, реакторный графит, уран-графитовый реактор, захоронение РАО, пункт захоронения РАО.

Благодаря свойствам графита как замедлителя нейтронов, он получил широкое применение в конструкциях ядерных реакторов. Среди них: уран-графитовые водо- и газоохлаждаемые ядерные установки — наработчики плутония, исследовательские и энергетические ядерные реакторы и установки двойного назначения. К настоящему времени эксплуатация парка графитовых реакторов в основном завершается, хотя есть идеи новых реакторов с его применением.

Предваряя рассмотрение темы захоронения графитовых РАО (далее — графита) в России, кратко остановимся на двух вопросах: радиологическом аспекте и мировом опыте обращения с такими отходами.

**Радиологический** аспект обусловлен значительным содержанием долгоживущих радионуклидов с высокой миграционной способностью в природных системах. К таким радионуклидам

относятся  $^{14}\text{C}$  (период полураспада — 5730 лет), вклад его в активность облученного графита превышает 95 %, и  $^{36}\text{Cl}$ , активность которого меньше, но период полураспада еще больше (301 000 лет). Положительным обстоятельством является то, что механизмы накопления этих радионуклидов в отдельных компонентах биологической среды, органах человека и животных в глобальном масштабе практически отсутствуют в сравнении, например, с подобными характеристиками йода и стронция. В целом, после поступления  $^{14}\text{C}$  в атмосферу наблюдается постепенное снижение его концентраций в воздухе вплоть до фоновых значений в соответствии с известными закономерностями [1].

Появление в биосфере техногенного  $^{14}\text{C}$  связано с испытаниями ядерного оружия, и уже с 50-х годов рассматривалось настороженно [2], главным образом по причине возможного роста злокачественных новообразований. Несмотря

на определенную политическую мотивированность первых оценок [3], эта настороженность сохраняется. Данные по глобальным уровням облучения от  $^{14}\text{C}$  регулярно обобщаются в докладах Научного комитета по действию атомной радиации (НКДАР) ООН. Так, согласно [4], облучение населения от  $^{14}\text{C}$  вследствие ядерных испытаний 55 лет назад находилось на пике (0,1 мЗв/год), а в настоящее время не превышает  $5 \cdot 10^{-3}$  мЗв/год. Для сравнения: среднемировая годовая доза представительных групп населения, проживающих вблизи АЭС, в 50 раз меньше этой величины и имеет тенденцию к уменьшению. Еще одно сравнение по материалам этого доклада — дозы облучения населения вследствие медицинских процедур за 1997—2008 гг. выросли более чем на 70%. Приведенные данные свидетельствуют о положительной тенденции, но они не должны рассматриваться как основание для принятия упрощенных решений по обращению с графитом, предполагающих поступление радиоуглерода в атмосферу [5]. Тем более что появляются новые данные, связанные с особенностью повреждающего действия радиоуглерода при его инкорпорировании в клетки живых организмов [6].

В контексте радиологической оценки проблемы обращения с накопленным графитом интересно следующее сопоставление: при атмосферном ядерном испытании мощностью 1 Мт образуется приблизительно  $8,6 \cdot 10^{14}$  Бк радиоуглерода [3]. Это означает, что в результате десятка наиболее мощных ядерных испытаний суммарной мощностью около 200 Мт в атмосферу поступило столько же радиоуглерода, сколько его содержится во всем накопленном в мире реакторном графите.

### Мировые подходы к решению проблем обращения с облученным графитом

Наибольшее количество облученного графита находится в Великобритании (86 тыс. т), России (60 тыс. т), США (55 тыс. т), Франции (23 тыс. т), и несколько меньше на Украине (5,7 тыс. т), в Литве (3,8 тыс. т), Испании (3,7 тыс. т), Северной Корее (3,5 тыс. т), Италии (3 тыс. т), Японии (3 тыс. т), Бельгии (2,5 тыс. т), Германии (2 тыс. т). Подавляющее большинство «графитовых» ядерных установок включено в соответствующие программы по выводу из эксплуатации, и во многих случаях [7] в отношении них принято отложенное решение, предполагающее консервацию и контролируемое содержание на протяжении 80 и более лет. Основная причина — отсутствие обоснованных подходов по обращению

с реакторным графитом и необходимость снижения активности других изотопов, в том числе  $^{60}\text{Co}$ . При этом рассматриваются варианты как захоронения, так и переработки графита.

Количество зарубежных публикаций по тематике переработки (деактивации) достаточно велико. Согласно библиографической базе SCOPUS — около десяти публикаций в год, Web of Science — чуть меньше и eLibrary — 2—4 в год. Рассматривается большой спектр технологий, включая термическую обработку (вплоть до  $1400^\circ\text{C}$  [8]), высокотемпературное окисление, кислотную обработку, промывку графита детергентами, расплавом солей, применение искровой эрозии, плазмификации, электрохимических методов, биологических методов, а также повторное использование дезактивированного графита и др. [9]. Важно, что до настоящего времени не получено результатов, дающих повод для оптимизма в отношении появления технологий, обеспечивающих эффективную очистку графита без выброса  $^{14}\text{C}$  в атмосферу, уменьшение количества вторичных твердых РАО и получение их в форме, пригодной для захоронения.

Международная кооперация по реакторному графиту весьма активна — следствием ее деятельности являются такие проекты, как: CARBOWASTE [9], GRAPA [10] и ряд других, координируемых МАГАТЭ [11]. В документе МАГАТЭ [12] констатируется, что единой стратегии в мире не принято, но большинство стран намерены скорее захоранивать графит в геологических формациях, чем его дезактивировать. В определенной степени такое решение обусловлено очень медленным прогрессом в создании эффективной технологии. До сих пор вызывают вопросы модели выхода активности из облученного графита [13].

Сжигание облученного графита ассоциировано с неприемлемыми последствиями выброса  $^{14}\text{C}$  в атмосферу. Отделение  $^{14}\text{C}$  из продуктов горения сложно и экономически неоправданно [14]. Если улавливать весь углекислый газ ( $^{12}\text{C}$  и  $^{14}\text{C}$ ), это приведет лишь к увеличению количества отходов. Так, при сжигании облученного графита и улавливании всего объема углекислого газа с использованием, например, гашеной извести происходит более чем восьмикратное увеличение массы образующихся вторичных радиоактивных отходов.

В отношении прямого захоронения графитовых РАО ситуация более оптимистична. Постулируется, что графит не может захораниваться в приповерхностных хранилищах из-за длительного периода полураспада  $^{14}\text{C}$  и  $^{36}\text{Cl}$ . Поиски

## Захоронение РАО

подходящей площадки даже во Франции, которая обладает наибольшим опытом захоронения РАО и значительными запасами реакторного графита, пока не завершены [15]. Разрабатываемая концепция захоронения предполагает окончательную изоляцию таких РАО в глинах. Планируется захоранивать одновременно радиосодержащие отходы (на глубине от 15 м в случае наличия обнаженных пластов глины) и графитовые РАО (на глубине от 100 до 200 м, при мощности глинистого пласта не менее 50 м) [16].

Немецкие специалисты изучают перспективы захоронения графитсодержащих отходов в пункте глубинного захоронения KONRAD (проект CarboDISP). Предельная суммарная активность по  $^{14}\text{C}$  в отходах, которые могут быть безопасно захоронены в KONRAD, оценивается в  $4 \cdot 10^{14}$  Бк. С учетом общего полезного объема установки  $303\,000 \text{ м}^3$  средняя удельная активность размещаемых в ней отходов составит  $1,32 \cdot 10^9 \text{ Бк/м}^3$  [17].

В Великобритании пункт захоронения реакторного графита предлагается разместить на средней глубине (не менее 30 м от поверхности земли). Разрабатываемая концепция [18] установки 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. Интересно, что площадку для размещения могильника планируется искать в прибрежной зоне с разгрузкой подземных вод в морскую среду. Предварительная оценка безопасности данной концепции уже выполнена, исследовательские работы в этом направлении продолжаются.

### Характеристика реакторного графита, накопленного в России

В России накопление облученного реакторного графита в основном связано с эксплуатацией реакторов РБМК и ПУГР (рис. 1). Значительно меньше графитовых РАО образовалось в результате эксплуатации Первой в мире АЭС (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ») и исследовательских установок.

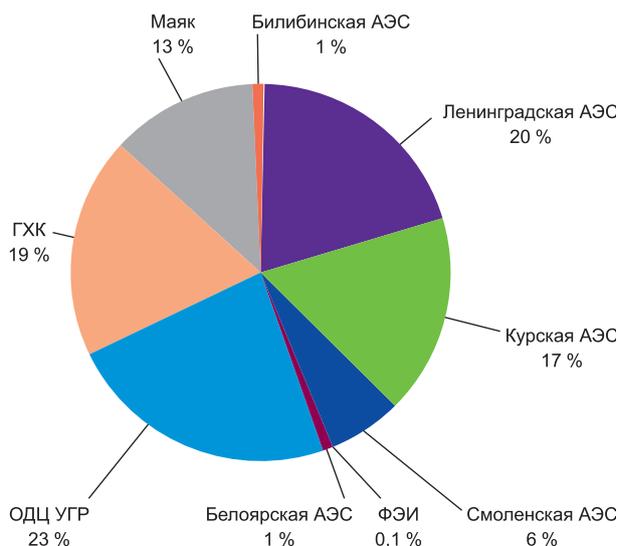


Рис. 1. Количество облученного графита, накопленного на разных площадках, в % от общей массы

Общая масса накопленного графита составляет около 57 тыс. тонн [19], причем соотношение блочного графита по массе примерно в три раза больше, чем втулочного графита. Данные по запасам будут уточнены после завершения эксплуатации всех уран-графитовых реакторов.

Федеральной целевой программой «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» начиная с 2008 г. предусматривались мероприятия по выводу из эксплуатации уран-графитовых реакторов (УГР). Центральное место в этих работах занимает специально созданная организация — Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов (АО «ОДЦ УГР»). Кроме того, в них активно участвуют специалисты Института физической химии и электрохимии имени А. Н. Фрумкина («ИФХЭ РАН»), Научно-исследовательского и конструкторского института энерготехники имени Н. А. Доллежала (АО «НИКИЭТ») и ряда других организаций. В 2014 году была разработана и утверждена «Комплексная программа по обращению с графитом уран-графитовых реакторов на предприятиях Госкорпорации «Росатом» (далее — Программа).

С этого времени начались исследовательские и технологические работы в обеспечении следующих направлений Программы:

1. Паспортизация графита.
2. Выбор варианта обращения с облученным графитом.
3. Разработка требований и подбор материалов защитных барьеров безопасности.
4. Разработка технологии обращения с удаляемыми РАО, содержащими облученный графит.

5. Обоснование безопасности и управление долговременными рисками.

За годы реализации достигнуты успехи в части реализации варианта захоронение на месте. В 2015 году на площадке ОДЦ УГР была завершена консервация графитовой кладки ПУГР ЭИ-2.

В соответствии с Программой были проведены работы по характеристике графитовых РАО, изучению свойств графита и механизмов выщелачивания из него радионуклидов, подбору буферных материалов засыпки, изучению их стабильности для осуществления захоронения ПУГРов на месте. Показано, что использованные для засыпки глинистые материалы, выполняющие роль противофильтрационно-сорбционно-осадительного инженерного барьера, могут длительное время сохранять свои физико-химические свойства. Таким образом, в процессе реализации пилотного проекта вывода из эксплуатации ПУГР ЭИ-2 обоснованы вопросы безопасности, отработаны проектные решения, методические и технологические подходы к выполнению работ. Это означает, что для ПУГР ЭИ-2 были успешно решены задачи направлений 1 и 2 Программы. Сформирована опытная система мониторинга [21], которая уместна только для первого опыта консервации. В ее состав входят инспекционные каналы, позволяющие контролировать изменения влажности и плотности материалов инженерных барьеров и состояние поверхностного экрана [21], а также система мониторинга подземных вод. В настоящее время очевидно, что эта система должна быть оптимизирована, в том числе и с учетом изменения статуса объекта. В отношении аналогичных работ по другим ПУГР важно отметить два обстоятельства:

- получена референция технологических решений и суммарных затрат на один объект (около 2,5 млрд руб. на один объект);
- установлены направления оптимизации решений по варианту захоронения на месте [22].

Существенно увеличилась информация о радиационных характеристиках графитовых кладок ПУГР (направление 1 Программы). В силу особенностей различных ПУГР, конструктивных решений, наличия различных по характеру инцидентов, условий и длительности их эксплуатации, загрязнения радионуклидами графитовой кладки имеют сложный характер. В графите присутствуют радионуклиды, образовавшиеся в результате активации, основными из которых являются  $^{14}\text{C}$  и  $^{36}\text{Cl}$ , а также продукты деления ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$  и  $^{90}\text{Sr}$ ) и актиниды (изотопы Am, U, Pu,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ) [23–26].

Следует отметить, что активация окружающих массивных металлоконструкций обуславливает существенное содержание гамма-излучающих изотопов (в основном  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{94}\text{Nb}$ ,  $^{152}\text{Eu}$  и др.). В итоге на момент окончательного останова реакторных установок в реакторном пространстве наблюдаются высокие мощности дозы ионизирующего излучения (до 10 Зв/ч и выше), что существенно усложняет технологию демонтажа и извлечения графита.

На основании результатов исследований образцов графита, извлеченных из блоков и втулок, установлено, что удельная активность  $^{14}\text{C}$  и  $^{36}\text{Cl}$  в графите отечественных ПУГР составляет  $10^3$ – $2 \cdot 10^6$  Бк/г и  $10$ – $2 \cdot 10^4$  Бк/г соответственно [31]. При этом графит активных зон, включая сменные детали (втулки, кольца КТК, вытеснители СУЗ), имеет удельную активность  $^{14}\text{C}$  выше  $10^4$  Бк/г. Следует отметить, что величины удельной активности  $^{14}\text{C}$  для графита ПУГР и РБМК-1000 при близких по значению сроках эксплуатации в плоскости максимума нейтронных потоков отличаются не принципиально. Для РБМК-1000 активность  $^{14}\text{C}$  в 1,7–2 раза ниже в сравнении с ПУГР из-за более низкого вклада в образование  $^{14}\text{C}$  газообразного азота, содержащегося в газовой продувочной смеси (на ПУГР — чистый  $\text{N}_2$ , на РБМК —  $\text{N}_2$ -He смесь). Около 5% графита, главным образом ПУГР, содержит значительное количество изотопов «топливного» происхождения (изотопы Am, U, Pu, Cm, Np).

Полные данные по содержанию  $^{14}\text{C}$  и актинидов в отражателях на сегодняшний день отсутствуют. Экспериментальные результаты, полученные для одного из ПУГР, показали, что удельная активность  $^{14}\text{C}$  в пробах из блоков бокового отражателя в плоскости максимума нейтронного потока даже в 3-м ряду колонн отражателя (~ 60 см от границы активной зоны) превышает  $10^5$  Бк/г.

В целом по данному направлению можно констатировать значимый прогресс в понимании радиационных характеристик графитовых кладок ПУГР и существенно меньший по кладкам энергетических реакторов РБМК. Объем опубликованных на эту тему данных чрезвычайно ограничен. По реакторам АМБ информация практически полностью отсутствует. В связи с этим, при оценке радиационных характеристик графита, авторы ссылаются на имеющиеся расчетные оценки, выполненные на начальном этапе до исследования реальных образцов [27]. При этом имеющиеся данные показывают, что радиационно-химические характеристики графита могут сильно варьироваться от энергоблока к энергоблоку и принципиально отличаться

от аналогичных характеристик графита ПУГР. Несмотря на то что большинство этих реакторов еще эксплуатируется, к организации предварительных исследований уже нужно приступать для оценки объемов графитовых РАО, планируемых к захоронению и решению связанных с ним вопросов.

В рамках второго направления Программы специалистами АО «ОДЦ УГР» были проведены комплексные обследования (КИРО) графитовых кладок и определен порядок отбора проб облученного графита для исследований. На основании экспериментальных данных и результатов КИРО, а также истории эксплуатации ПУГР выполнены оценки распределения реакторного графита по классам РАО: 1-й класс — 1–2%; 2-й класс — 81–88%; 3-й класс — 11–17%; 4-й класс — менее 1%. Предполагается, что соотношение масс боковых отражателей находится в пределах 22–32% от общей массы графитовой кладки. На основе этих оценок можно сделать вывод, что 82–90% графитовых РАО российских УГР подлежат глубинному захоронению (1 и 2 классы РАО).

Эти оценки с определенной долей приближения можно распространить на блоки реакторов типа РБМК, подлежащих выводу из эксплуатации по варианту «Ликвидация». Масса этой части графитовых РАО оценивается в 26 тыс. т. с учетом наличия пустот и размеров упаковок объем захораниваемых РАО может достигать ~ 25–40 тыс. м<sup>3</sup>. На основе этих выводов могут быть сформированы определенные представления по стартовым оценкам стоимости реализации варианта удаления графита на захоронение в предположении, что применяются контейнеры «НЗК-150-1.5П с вкладышем СМ-500 для реакторного графита» (стоимость одного контейнера около 225 тыс. руб. в ценах конца 2017 года и стоимость затаривания 60 тыс. руб.). Количество контейнеров определялось с допущением, что контейнер заполняется практически полностью. Интересно сравнение подобных оценок для двух вариантов — захоронения на месте в формате выполненных работ по ЭИ-2 и удаления. В первом случае суммарные затраты составили 2,5 млрд руб. (без учета полной стоимости демонтажа УГР). Во втором только захоронение графита обошлось бы в 6,9 млрд руб., а суммарные затраты оцениваются приблизительно в 8 млрд руб. То есть речь идет о более чем трехкратной экономии средств. На диаграмме (рис. 2) представлено распределение доли графитовых РАО ПУГРов и АЭС, исходя из предполагаемых способов обращения с ним. Решение о способе захоронения графита для ПУГР ФГУП



Рис. 2. Доля облученного графита для различных сценариев обращения

«ПО «Маяк», названное зоной неопределенностей и исследований, имеет принципиальный характер и связано с оценкой возможности создания геохимических барьеров с минимальными коэффициентами фильтрации. По Билибинской АЭС вопрос обстоит несколько иначе — важны общие решения по обращению с ОЯТ и РАО, в том числе их длительному хранению на промышленной площадке.

Возвращаясь к решению вопроса о глубинном захоронении графита, отметим, что российский подход принципиально отличается от решений, прорабатываемых во Франции и Великобритании, где предусматривается захоронение подобных РАО на меньшей глубине. Очевидно, что это обстоятельство обусловлено не столько особой опасностью отечественного графита, сколько несовершенством классификации в этой и иных её составляющих [28]. Заметим также, что появление графитовых РАО класса 1 обусловлено в первую очередь значениями концентраций отдельных радионуклидов. Следует отметить, что разделение графита на несколько потоков РАО разного класса будет целесообразно в том случае, если экономия в стоимости захоронения будет превышать расходы на сортировку.

Таким образом, существующая классификация РАО практически исключает возможность маневра в части оптимизации безопасного захоронения графитовых РАО. В этой ситуации возможны два варианта. Первый — согласиться с неизбежными расходами на организацию глубинного захоронения таких РАО, а второй, который представляется более взвешенным, — еще раз посмотреть на существующую классификацию и оптимизировать ее, основываясь на критериях безопасности, тем более что проблемы с установлением классов для захоронения встречаются и в иных областях.

К настоящему времени возникла необходимость обсуждения и корректировки мероприятий направления 4 Программы комплекса работ, связанных с переработкой графита. Полученные результаты, как в России, так и за рубежом, не дают оснований для оптимизма при оценке эффективности различных технологических решений. Например, специалистами ОДЦ УГР предложена технология «испарения» графита в низкотемпературной плазме (при нагревании графита более чем до 3000 °С) [29], которая также описана в статье [30]. Экспериментальные исследования по отработке технологии сжигания графита на опытной установке УСГ показали возможность ее практической реализации, но существенный (более чем восьмикратный) рост объема вторичных отходов при использовании выбранной системы очистки делает такую переработку экономически нецелесообразной.

Тем не менее имеются данные, из которых следует, что удаление термическими методами  $^{14}\text{C}$  в инертной или слабоокислительной среде при значительно более низкой температуре (600 °С) позволяет снизить в дальнейшем скорость выщелачивания изотопа из графита [31].

В оценке перспектив развития методов переработки необходима более четкая постановка конечной цели.

Если целью является получение матрицы РАО для захоронения, то графит является уже готовой и лучшей из известных матриц. Исключением может быть только «аварийный» графит, содержащий просыпи фрагментов топлива и имеющий высокую степень окисления в результате инцидентов.

При жидкостной и термической дезактивации блочного графита ПУГРов до 25 %  $^{14}\text{C}$  удаляется в процессе отжига при низких температурах или при реагентной обработке [32–34]. В этом случае потеря массы графита не превышает 10%. На этой стадии удаляются слабосвязанные атомы  $^{14}\text{C}$ , находящиеся на поверхности. Данный способ не пригоден для полного или значимого извлечения  $^{14}\text{C}$ . Но в данном случае идет освобождение существенной доли радиоуглерода, слабосвязанного в структуре графита, при относительно невысокой потере массы самого графита. Следует отметить, что именно эта доля радиоуглерода наиболее подвержена выщелачиванию при контакте с жидкими средами. То есть, удалив эту часть  $^{14}\text{C}$  термическими методами, можно существенно повысить стойкость облученного графита к выщелачиванию данного нуклида [31].

При термической обработке [31] в инертной и слабоокислительной среде извлекается до 50–60 %  $^{14}\text{C}$  с потерей массы графита менее 3%. На этой стадии удаляется  $^{14}\text{C}$ , имплантированный в кристаллическую решетку в результате ядерной реакции  $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$  на газообразном азоте. На последнем этапе выход  $^{14}\text{C}$  превышает 90 %, при этом пропорционально уменьшается масса графита.

Подобная динамика связана с тем, что окисление графита на первых этапах термохимической обработки происходит преимущественно вдоль (микро) трещин и других дефектов, что способствует удалению сравнительно слабо связанного  $^{14}\text{C}$ , например, из порового пространства. Для удаления  $^{14}\text{C}$  из кристаллической решетки графита необходимо ее разрушение, например, термообработкой при высоких температурах.

Примечательны и общие выводы авторов этих работ, которые констатируют, что низкие скорости выщелачивания радионуклидов: ( $^{14}\text{C} - 10^{-8} - 10^{-7}$ ,  $^{36}\text{Cl} - 10^{-5} - 10^{-4}$  г/см<sup>2</sup>·сут) и стабильность физико-химических свойств облученного графита дают основание рассматривать облученный графит как матрицу с включенными в него радионуклидами. Для реализации возможности варианта приповерхностного захоронения графитовых РАО необходимы дополнительные исследования с учетом геолого-геохимических условий в местах предполагаемого захоронения.

Отметим, что этот вывод сделан на основании результатов системных исследований различных вариантов дезактиваций графитовых РАО, выполненных как российскими [19], так и зарубежными специалистами [7–12].

Таким образом, сегодня сформировались все условия для активизации и реформатирования работ по подготовке к захоронению графита по варианту «Ликвидация», с последующей оценкой приповерхностного и глубинного захоронения графитовых РАО.

Мероприятия направления 5 Программы на период до 2021 года не предусматривали широкого спектра работ по выбору площадок, хотя среди задач этого направления были определены: разработка критериев, определяющих условия захоронения графита (глубинное или приповерхностное) и обоснование потенциально пригодных площадок для его захоронения.

В настоящее время, во многом благодаря развертыванию углубленных исследований по обоснованию долгосрочной безопасности пункта глубинного захоронения [33], имеется возможность более четко ставить задачу

и, соответственно, осуществить корректировку содержания мероприятий по направлению 5 Программы.

В качестве оснований для такой корректировки выступают три группы обстоятельств:

- результаты предварительного расчета долгосрочных последствий для трех типов объектов: ПГЗРО, приповерхностного и заглубленного ПЗРО;
- оценки затрат на захоронения графита в ПЗРО;
- необходимость формирования целевого заказа для ФГУП «НО РАО».

Гарантии изоляции радионуклидов на период сохранения ими потенциальной опасности при захоронении (приповерхностном или глубинном), во-первых, определяются показателями, характеризующими прочность фиксации радионуклидов в самом графите, противомиграционными и противофильтрационными свойствами природных и техногенных барьеров (существующих и создаваемых) на пути возможного распространения радионуклидов, а также существующими условиями (гидрогеологические, климатические, демографические и т. п.) на площадке предполагаемого конкретного пункта захоронения. При обосновании любого ПЗРО необходимо проведение прогнозных оценок возможной миграции радионуклидов в условиях проектируемого ПЗРО. Но кроме этого, еще необходимо выполнить анализ последствий так называемых FEPs (Features, Events and Processes) или ОСП (Особенности, События и Процессы). Такие оценки, выполненные в первом приближении с учетом подходящей геологической среды, выявили более 20 ОСП с гарантировано отрицательным результатом для приповерхностного пункта захоронения.

Ориентируясь на сценарные оценки затрат, можно выделить приоритетные направления исследований. По своей структуре совокупные затраты на обращение с графитом в случае его удаления подразделяются на несколько составляющих, включая кондиционирование (стоимость контейнеров и стоимость затаривания), перевозку до места захоронения и непосредственно захоронение.

Стоимость перевозки линейным образом зависит от среднего расстояния от объектов удаления РАО до объектов захоронения и тарифа. Было рассмотрено несколько мест захоронения графита, который относится сегодня в основном ко второму классу — г. Железнодорожск (среднее расстояние от мест извлечения до ПГЗРО 3,8 тыс. км) и три области в Европейской части. Все они были намного привлекательней, а оптимальный геометрический центр оказался в

районе г. Обнинска (среднее расстояние от мест извлечения 0,9 тыс. км). При консервативном предположении о тарифе 20 руб./ $(\text{км}\cdot\text{м}^3)$  речь идет о почти десяти миллиардах рублей. Возможно, тариф также может быть оптимизирован в разы. Вторая составляющая оптимизации — стоимость кондиционирования. По-видимому, она может быть уменьшена главным образом за счет снижения стоимости контейнера. Самая главная составляющая оптимизации — уменьшение стоимости захоронения с существующего тарифа для РАО класса 2 (636 тыс. руб./ $\text{м}^3$ ) до величины 250—350 тыс. руб./ $\text{м}^3$  при захоронении в заглубленном на 50—100 м ПЗРО. В этом случае итоговые оценки могут снизиться примерно в 2 раза.

Первые этапы развития ЕГС РАО были сопряжены со значимыми неопределенностями в отношении потребностей в мощностях системы захоронения. Следствием этого явились и существующая классификация РАО, и проектирование объектов захоронения с ориентацией исключительно на классы для захоронения со всеми вытекающими из этого издержками. Среди них — ориентация на возможные объемы образующихся отходов при попытках обоснования долгосрочной безопасности и соответствующие теоретические трудности, поскольку ситуация с размещением на захоронение РАО с показателями активности всех радионуклидов, соответствующими верхней границе класса, практически невозможна.

В настоящее время сформированы все условия для перехода к новому качеству в этой сфере, а именно: планированию создания объектов захоронения, ориентированных на конкретные РАО. Ситуация с графитом наиболее показательна в силу следующих причин:

1. Основной объем графита начнет поступать на захоронение в течение 20—30 лет.

2. Объем подлежащего захоронению графита 30—40 тыс.  $\text{м}^3$  вполне достаточен для создания отдельного ПЗРО. Кроме того, в ПЗРО могут размещаться также и иные РАО, для которых с позиции безопасности размещение в ПГЗРО избыточно, а в приповерхностном ПЗРО недостаточно в долгосрочном плане. Это обеспечит повышение должной загрузки персонала и обслуживания на всем периоде поступления облученного графита на захоронение (около 20 лет) и за пределами этого срока.

С учетом значимого задела по изучению характеристик графита ПУТР, а также сроков реализации проекта поиска площадки, возможна своевременная реализация комплекса исследований характеристик графита РБМК, АМБ, ЭПП

и проектирование объекта под детально охарактеризованные РАО с тарифом на захоронение порядка 250—300 тыс. руб./м<sup>3</sup>. Результаты российских исследований и мировой опыт позволяют в ограниченные сроки сформулировать техническое задание на поиск подходящей площадки размещения ПЗРО.

## Заключение

Реализация отраслевой программы по графиту позволила достичь значительных успехов, заключающихся в получении референции по варианту захоронения на месте и большого объема данных по радиационным характеристикам графита. Одновременно она создала основу для дальнейшего прогресса и уточнения плана исследований и разработок в части удаления графита на захоронение. Эти исходные данные могут быть сформулированы следующим образом:

1. Необходим очень взвешенный подход к организации финансирования работ по разработке (апробации) методов дезактивации графита в случаях, когда они не предусматривают получения стабильных и более компактных в сравнении с исходным графитом матриц с отходами дезактивации.

2. Графит сам по себе является, безусловно, лучшей матрицей для радиоактивного углерода. С позиций радиационной безопасности любые операции, связанные с разрушением графита, приносят больше вреда, чем пользы, если они не связаны с обеспечением ядерной безопасности.

3. Для оптимизации проектных решений по подготовке реакторного графита к захоронению необходимы:

а) организация целевых исследований графита всех энергетических реакторов (РБМК, ЭГП) и ПУТР ПО «Маяк» с целью уточнения распределения <sup>14</sup>C и <sup>36</sup>Cl в кладках, их интегрального количества, скоростей выхода из матрицы в течение периода потенциальной опасности;

б) уточнение классификации РАО для захоронения с оценкой распределения графита по «новым классам», в том числе относительно захоронения на месте;

в) поиск и разработка эффективной упаковки и оптимизация процедур паспортизации. В перспективе возможно упрощение паспортизации, в том числе за счет корректировки нормативной базы для создания специализированного ПЗРО.

4. Необходимо принятие решений по обращению с графитовыми РАО: захоронение в глубинном, заглубленном ПЗРО или на месте. Для установок ФГУП «ПО «Маяк» необходимо более

детально рассмотреть вариант создания водонепроницаемых барьеров.

5. Безопасное захоронение графита возможно осуществить как в пунктах глубинного, так и приповерхностного захоронения РАО. В первом случае это будет значительно дороже, в том числе по причине значительных расходов на транспортирование.

6. Необходима подготовка технического задания на поиск площадки, пригодной для создания ПЗРО заглубленного типа.

7. Необходим анализ всех непригодных для захоронения в приповерхностных ПЗРО РАО с целью их выделения и учета при поиске площадки по п. 5.

## Литература

1. Источники и эффекты ионизирующего излучения. Отчет Научного комитета ООН по действию атомной радиации 2000 г. Генеральной ассамблее ООН с научными приложениями. Т. 1./ Под ред. Л. А. Ильина, С. П. Ярмоненко. М.: РАДЭКОН, 2002. стр. 57.
2. Сахаров А. Д. Радиоактивный углерод ядерных взрывов и непороговые биологические эффекты // Атомная энергия. 1958. Т. 4. С. 576—583.
3. Арутюнян Р. В., Большов Л. А., Павловский О. А. Современный взгляд на нормирование радиационной безопасности // Атомная энергия. 2009. Т. 106, № 5. С. 285—297.
4. Последствия облучения для здоровья человека в результате Чернобыльской аварии. Научное приложение D к Докладу НКДАР ООН 2008 года Генеральной Ассамблее. 2012.
5. Устинов О. А., Якунин С. А., Кащеев В. А. Поступление <sup>14</sup>C в атмосферу // Атомная энергия. 2017. Т. 123. № 1. С. 49—51.
6. Рублевский В. П., Яценко В. Н. Особенности радиационного и биологического действия <sup>14</sup>C на живые организмы и опасность его накопления в биосфере Земли // Атомная энергия. 2018. Т. 125. № 5. С. 301—306.
7. Лучшие зарубежные практики вывода из эксплуатации ядерных установок и реабилитации загрязненных территорий : Т. 1. / Под общ. ред. И. И. Линге и А. А. Абрамова. — М: ИБРАЭ РАН, 2017. — 336 с.
8. Cleaver J. Thermal Treatment of Irradiated Graphite for the Removal of C-14 (Master thesis). Idaho State University, 2011.
9. Von Lensa, W., Rizzato, C., Baginski, K., Banford, A. W., Bradbury, D., Goodwin, J. Pina, G. Carbowaste: treatment and disposal of irradiated graphite and other carbonaceous waste. 2014.
10. Wickham, A., Steinmetz, H. J., O'Sullivan, P., & Ojovan, M. I. Updating irradiated graphite disposal:

Project 'GRAPA' and the international decommissioning network // Journal of environmental radioactivity. 2017. 171, 34–40.

11. *Ojovan, M. I., & Wickham, A. J.* (2014). Treatment of irradiated graphite to meet acceptance criteria for waste disposal: problem and solutions. MRS Online Proceedings Library Archive, 1665, 3–12.

12. Processing of irradiated graphite to meet acceptance criteria for waste disposal. IAEA-TEC-DOC-1790. International atomic energy agency Vienna, 2016.

13. NDA (2012). Geological Disposal Carbon-14 Project – Phase 1 Report. NDA Report no. NDA/RWMD/092, Nuclear Decommissioning Authority (NDA), UK.

14. *J. Fachinger et al.* // Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 3086–3091 3087.

15. Operational Decommissioning Experience in France Radioactive Waste Management and Radiation Protection Issues, L. Vaillant, ISPRA, Italy, 11th September 2014.

16. Sixth National Report on Compliance with the Joint Convention Obligations, France, October 2017.

17. *W. von Lensa, D. Vulpius, H.-J. Steinmetz et al.* Treatment and Disposal of irradiated Graphite and other Carbonaceous Waste. 2014.

18. Geological Disposal Review of Alternative Radioactive Waste Management Options, NDA Report no. NDA/RWM/146, March 2017.

19. *Туктаров М. А., Андреева Л. А., Роменков А. А.* Москва). Кондиционирование реакторного графита выводимых из эксплуатации уран-графитовых реакторов для целей захоронения / (АО «НИКИЭТ». URL: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2016/06/08/66585>.

20. *Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Беспала Е. В., Захарова Е. В., Ермолаев В. М., Волкова А. Г.* Опыт вывода из эксплуатации промышленного уран-графитового реактора ЭИ-2 АО «ОДЦ УТР» // Материалы V Международной конференции, г. Томск, 13–16 сентября 2016 г. URL: [https://elibrary.ru/download/elibrary\\_28135693\\_41397225.pdf](https://elibrary.ru/download/elibrary_28135693_41397225.pdf).

21. *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.

22. *Ведерникова М. В., Иванов А. Ю., Линге И. И., Самойлов А. А.* Оптимизация обращения с загрязненными материалами и РАО в пределах промышленных площадок // Радиоактивные отходы. 2019. № 2 (7). С. 6–17.

23. *Гончаров В. В., Бурдаков Н. С.* Действие облучения на графит ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1978.

24. *Рублевский В. П., Яценко В. Н., Чанышев Е. Г.* Роль углерода-14 в техногенном облучении человека. М.: ИздАт, 2004. 197 с.

25. *Бушуев А. В., Кожин А. Ф., Петрова Е. В., Зубарев В. Н., Алеева Т. Б., Гирке Н. А.* Радиоактивный реакторный графит : Монография. – М.: Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ. – 2015. – 148 с.

26. *Павлюк А. О., Загуменнов В. С., Котляревский С. Г., Беспала Е. В.* Термодинамическое моделирование равновесного состава продуктов реакции при обезвреживании технологического канала уран-графитового реактора // Теплоэнергетика. 2018. № 1. С. 61–67.

27. *Былкин Б. К., Давыдова Г. Б., Краюшкин А. В., Шапошников В. А.* Радиационные характеристики реакторных конструкций после окончательного останова АЭС с РБМК // Атомная энергия. 2004. Т. 97, вып. 6. С. 451–457.

28. *Дорофеев А. Н., Линге И. И., Самойлов А. А., Шарфутдинов Р. Б.* К вопросу финансово-экономического обоснования повышения эффективности нормативной базы ЕГС РАО // Радиоактивные отходы. 2017. № 1. С. 22–31.

29. *Беспала Е. В., Павлюк А. О., Котляревский С. Г. и др.* Исследование процесса испарения облученного реакторного графита в равновесной низкотемпературной плазме // Теплофизика и аэромеханика. 2018. Т. 25. № 1. С. 113–122.

30. *Кащеев В. А., Устинов О. А., Якунин С. А., Загуменнов В. С., Павлюк А. О., Котляревский С. Г., Беспала Е. В.* Технология и установка для сжигания облученного реакторного графита // Атомная энергия. 2017. Т. 122. № 4. С. 210–213.

31. *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 Томского политехнического университета. Инжиниринг георесурсов. 2017. Т. 328. № 8. С. 24–32.

32. *Захарова Е. В., Волкова А. Г., Павлюк А. О., Ширяев А. А.* Радионуклиды в облученном графите уран-графитовых реакторах: жидкостная дезактивация втулок // Радиохимия. 2018. Т. 60. № 5. С. 477–480.

33. *Захарова Е. В., Волкова А. Г., Павлюк А. О., Ширяев А. А., Родыгина Н. И.* Радионуклиды в облученном графите уран-графитовых реакторов: дезактивация термическими методами // Радиохимия. 2018. Т. 60. № 6. С. 558–563.

34. *Ширяев А. А., Захарова Е. В., Волкова А. Г., Аверин А. А. и др.* Радионуклиды в облученном графите промышленных уран-графитовых реакторов:

влияние облучения и термической обработки на структуру графита // Радиохимия. 2018. Т. 60. № 6. С. 564–570.

35. Дорофеев А. Н., Большов Л. А., Линге И. И., Уткин С. С., Савельева Е. А. Стратегический

мастер-план исследований в обоснование безопасности сооружения, эксплуатации и закрытия пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. 2017. № 1. С. 32–41.

---

### Информация об авторах

*Дорофеев Александр Николаевич*, кандидат технических наук, руководитель Проектного офиса, Госкорпорация «Росатом» (119017, Москва, ул. Большая Ордынка, 24), e-mail: ANDorofeev@rosatom.ru.

*Комаров Евгений Алексеевич*, старший менеджер управления по выводу из эксплуатации ядерных и радиационно опасных объектов, Госкорпорация «Росатом» (119017, Москва, ул. Большая Ордынка, 24), e-mail: EAKomarov@rosatom.ru.

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

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

*Линге Игорь Иннокентьевич*, доктор технических наук, заместитель директора, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, ул. Большая Тульская, 52), e-mail: Linge@ibrae.ac.ru.

*Иванов Артем Юрьевич*, руководитель группы, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, ул. Большая Тульская, 52), e-mail: aivanov@ibrae.ac.ru

*Уткин Сергей Сергеевич*, доктор технических наук, заведующий отделением, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, ул. Большая Тульская, 52), e-mail: uss@ibrae.ac.ru.

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

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

### Библиографическое описание статьи

Дорофеев А. Н., Комаров Е. А., Захарова Е. В., Волкова А. Г., Линге И. И., Иванов А. Ю., 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.

## ON REACTOR GRAPHITE DISPOSAL

Dorofeev A. N.<sup>1</sup>, Komarov E. A.<sup>1</sup>, Zakharova E. V.<sup>2</sup>, Volkova A. G.<sup>2</sup>, Linge I. I.<sup>3</sup>,  
Ivanov A. Yu.<sup>3</sup>, Utkin S. S.<sup>3</sup>, Pavlyuk A. O.<sup>4</sup>, Kotlyarevsky S. G.<sup>4</sup>

<sup>1</sup>State Corporation "Rosatom", Moscow, Russia

<sup>2</sup>A.N.Frumkin Institute of Physical Chemistry and Electrochemistry of RAS, Moscow, Russia

<sup>3</sup>Nuclear Safety Institute of RAS, Moscow, Russia

<sup>4</sup>"Pilot & Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors", JSC, Seversk, Tomsk region, Russia

Article received 7 May 2019

The paper considers the current state of works and studies on management of irradiated reactor graphite. Disposal cost optimization options were suggested, including development and application of decontamination methods, reduction of graphite RW activity, reduction of RW conditioning costs, and establishment of a specialized disposal facility. Main pathways for future works and studies on graphite disposal were described.

**Keywords:** radioactive waste, radiocarbon, reactor graphite, uranium-graphite reactor, RW disposal, RW disposal facility.

## References

1. *Istochniki i efekty ioniziruyushchego izlucheniya*. Otchet Nauchnogo komiteta OON po dejstviyu atomnoj radiacii 2000 g. General'noj assamblee OON s nauchnymi prilozheniyami. T. 1./ Pod red. L. A. Il'ina, S. P. Yarmonenko. M.: RADEKON, 2002, str.57. [Ionizing radiation: sources and effects. Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation of 2000 to the General Assembly of the United Nations with scientific annexes. V. 1. / Ed. by L. A. Ilyin, S. P. Yarmonenko. Moscow, RADEKON Publ., 2002. p. 57].
2. Saharov A. D. Radioaktivnyj uglerod yadernyh vzryvov i neporogovye biologicheskie efekty [Radioactive carbon from nuclear explosions and non-threshold biological effects]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy*, 1958, vol. 4, pp. 576—583.
3. Arutyunyan R. V., Bol'shov L. A., Pavlovskii O. A. Sovremennyy vzglyad na normirovanie radiacionnoj bezopasnosti [Setting radiation safety standards from a modern perspective]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy*, 2009, vol. 106, no. 5, pp. 365—376.
4. *Posledstviya oblucheniya dlya zdorov'ya cheloveka v rezul'tate Chernobyl'skoj avarii*. Nauchnoe prilozhenie D k Dokladu NKDAR OON 2008 goda General'noj Assamblee. 2012 [Radiation effects on human health associated with the Chernobyl accident. Scientific Appendix D to the 2008 UNSCEAR Report to the General Assembly. 2012].
5. Ustinov O. A., Yakunin S. A., Kashcheev V. A. Postuplenie <sup>14</sup>C v atmosferu [Intake of Carbon-14 in the Atmosphere]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy*, 2017, vol. 123, no. 1, pp. 49—51.
6. Rublevskiy V. P., Yatsenko V. N. Osobennosti radiacionnoj i biologicheskogo dejstviya <sup>14</sup>C na zhivye organizmy i opasnost' ego nakopleniya v biosfere Zemli [Features of the Radiation and Biological Effects of <sup>14</sup>C Carbon on Living Organisms and the Danger of Its Accumulation in the Earth's Biosphere]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy*, 2018, vol. 125, no. 5, pp. 301—306.
7. *Best International Practices in Nuclear Decommissioning and Remediation of Contaminated Sites*. V. 1 / Tsebakovskaya N. S., Utkin S. S., Ivanov A. Yu, et al. / Edited by Linge I. I. and Abramov A. A. M.: IBRAE RAN, 2017, 366 p. (In Russian).
8. Cleaver, J. *Thermal Treatment of Irradiated Graphite for the Removal of C-14* (Master thesis). Idaho state university, 2011.
9. Von Lensa, W., Rizzato, C., Baginski, K., Banford, A. W., Bradbury, D., Goodwin, J. Pina, G. *Carbowaste: treatment and disposal of irradiated graphite and other carbonaceous waste*. 2014.
10. Wickham, A., Steinmetz, H. J., O'Sullivan, P., & Ojovan, M. I. Updating irradiated graphite disposal: Project 'GRAPA' and the international decommissioning network. *Journal of environmental radioactivity*, 2017, vol. 171, pp. 34—40.
11. Ojovan, M. I., & Wickham, A. J. (2014). *Treatment of irradiated graphite to meet acceptance criteria for waste disposal: problem and solutions*. MRS Online Proceedings Library Archive, 1665, 3—12.
12. Processing of irradiated graphite to meet acceptance criteria for waste disposal. IAEA-TEC-DOC-1790. International atomic energy agency, Vienna, 2016.
13. NDA (2012). Geological Disposal Carbon-14 Project — Phase 1 Report. NDA Report no. NDA/RWMD/092, Nuclear Decommissioning Authority (NDA), UK.

14. J. Fachinger et al. / Nuclear Engineering and Design 238 (2008) 3086–3091 3087.
15. Operational Decommissioning Experience in France Radioactive Waste Management and Radiation Protection Issues, L. Vaillant, ISPRA, Italy, 11th September 2014.
16. Sixth National Report on Compliance with the Joint Convention Obligations, France, October 2017.
17. W. von Lensa, D. Vulpius, H.-J. Steinmetz et al. Treatment and Disposal of irradiated Graphite and other Carbonaceous Waste, 2014.
18. Geological Disposal Review of Alternative Radioactive Waste Management Options, NDA Report no. NDA/RWM/146, March 2017.
19. Tuktarov M. A., Andreeva L. A., Romenkov A. A. *Kondicionirovanie reaktornogo grafito vyvodimyh iz ekspluatsii uran-grafitovyh reaktorov dlya celej zahoroneniya* [Conditioning of the graphite from the decommissioned uranium-graphite reactors for disposal purposes]. Available at: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2016/06/08/66585>.
20. Pavlyuk A. O., Kotlyarevskij S. G., Bepala E. V., Zaharova E. V., Ermolaev V. M., Volkova A. G. *Opyt vyvoda iz ekspluatsii promyshlennogo uran-grafitovogo reaktora EI-2 AO "ODC UGR"* [Industrial uranium-graphite reactor EI-2 (JSC "ODC UGR"): decommissioning experience]. *Materialy V Mezhdunarodnoj konferencii, g. Tomsk, 13–16 sentyabrya 2016 g* [Proceedings of the V International Conference, Tomsk, September 13–16, 2016]. Available at: [https://elibrary.ru/download/elibrary\\_28135693\\_41397225.pdf](https://elibrary.ru/download/elibrary_28135693_41397225.pdf)
21. Pavliuk A. O., Kotlyarevskij S. G., Markov S. A., Shatrov M. V. Organizatsiya i rezul'taty monitoringa punkta hraneniya radioaktivnyh othodov, sozdannogo pri vyvode iz ekspluatsii promyshlennogo uran-grafitovogo reaktora EI-2 [Monitoring of rw storage facility built as a result of EI-2 uranium-graphite reactor decommissioning]. *Radioaktivnye othody — Radioactive Waste*, 2018, no. 3 (4), pp. 69–77.
22. Vedernikova M. V., Ivanov A. Y., Linge I. I., Samoylov A. A. Optimizatsiya obrashcheniya s zagryaznennymi materialami i RAO v predelakh promyshlennyh ploschadok [Optimization of contaminated materials and radioactive waste management within industrial sites]. *Radioaktivnye othody — Radioactive Waste*, 2019, no. 2 (7), pp. 6–17.
23. Goncharov V. V., Burdakov N. S. *Dejstvie oblucheniya na grafit yadernyh reaktorov* [Effects of nuclear reactors graphite irradiation]. Moscow, Atomizdat Publ., 1978.
24. Rublevskij V. P., Yacenko V. N., Chanyshev E. G. *Rol' ugleroda-14 v tekhnogennom obluchenii cheloveka* [Contribution of carbon-14 to the man-caused human exposure]. Moscow, IzdAt Publ., 2004. 197 p.
25. Bushuev A. V., Kozhin A. F., Petrova E. V., Zubarev V. N., Aleeva T. B., Girke N. A. *Radioaktivnyj reaktornyj grafit* [Radioactive reactor graphite]. Moscow, MEPhI Publ., 2015. 148 p.
26. Pavliuk A. O., Zagumennov V. S., Kotlyarevskiy S. G., Bepala E. V. *Termodinamicheskoe modelirovanie ravnovesnogo sostava produktov reakcii pri obezvozhivanii tekhnologicheskogo kanala uran-grafitovogo reaktora* [Thermodynamic Simulation of Equilibrium Composition of Reaction Products at Dehydration of a Technological Channel in a Uranium-Graphite Reactor]. *Teploenergetika — Thermal Engineering*. 2018, vol. 65, no. 1, pp. 51–56. doi: 10.1134/S0040601518010056
27. Bylkin B. K., Davydova G. B., Krayushkin A. V., Shaposhnikov V. A. *Radiacionnye karakteristiki reaktornyh konstrukcij posle okonchatel'nogo ostanova AES s RBMK* [Radiation characteristics of reactor structures after the final shutdown of a nuclear power plant with RBMK reactors]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy*, 2004, vol. 97, no. 6, pp. 845–850.
28. Dorofeev A. N., Linge I. I., Samoylov A. A., Sharafutdinov R. B. *K voprosu finansovo-ekonomicheskogo obosnovaniya povysheniya effektivnosti normativnoj bazy EGS RAO* [Feasibility study on enhancing the efficiency of USS RW regulatory framework]. *Radioaktivnye othody — Radioactive Waste*, 2017, no. 1, pp. 24–33.
29. Bepala E. V., Pavlyuk A. O., Kotlyarevskiy S. G., Novoselov I. Y. *Issledovanie processa ispareniya obluchennogo reaktornogo grafito v ravnovesnoj nizkotemperaturnoj plazme* [Study of evaporating the irradiated graphite in equilibrium low-temperature plasma]. *Teplofizika i aeromekhanika — Thermophysics and Aeromechanics*, 2018, vol. 25, no. 1, pp. 109–117. doi: 10.1134/S0869864318010109.
30. Kashcheev, V. A., Ustinov, O. A., YAkunin, S. A., Zagumennov, V. S., Pavlyuk, A. O., Kotlyarevskij, S. G., Bepala, E. V. *Tekhnologiya i ustanovka dlya szhiganiya obluchennogo reaktornogo grafito* [Technology and facility for incinerating irradiated reactor graphite]. *Atomnaya energiya — Atomic Energy*, 2017, vol. 122, no. 4, pp. 252–256.
31. Pavlyuk A. O., Kotlyarevskij S. G., Bepala E. V., Volkova A. G., Zaharova E. V. *Analiz vozmozhnosti snizheniya potencial'noj opasnosti grafitovyh radioaktivnyh othodov pri termicheskoy obrabotke* [Analysis of capability of reducing potential hazard of radioactive waste under thermal treatment]. *Izvestiya Tomskogo politekhnicheskogo universiteta. Inzhiniring georesursov — Bulletin of the Tomsk Polytechnic University. Geo Assets Engineering*, 2017, vol. 328, no. 8, pp. 24–32.
32. Zaharova E. V., Volkova A. G., Pavlyuk A. O., SHiryayev A. A. *Radionuklidy v obluchennom grafito uran-grafitovyh reaktorah: zhidkostnaya dezaktivatsiya vtulok* [Radionuclides in the irradiated graphite of uranium-graphite reactors: liquid

- decontamination of bushings]. *Radiohimiya — Radiochemistry*, 2018, vol. 60, no. 5, pp. 477–480. doi: 10.1134/S0033831118050143
33. Zaharova E. V., Volkova A. G., Pavlyuk A. O., Shiryaev A. A., Rodygina N. I. Radionuklidy v obluchennom grafitе uran-grafitovyh reaktorov: dezaktivaciya termicheskimi metodami [Radionuclides in the irradiated graphite of uranium-graphite reactors: thermal decontamination methods]. *Radiohimiya — Radiochemistry*, 2018, vol. 60, no. 6, pp. 558–563. doi: 10.1134/S003383111806014X
34. Shiryaev A. A., Zaharova E. V., Volkova A. G., Averin A. A. i dr. Radionuklidy v obluchennom grafitе promyshlennyh uran-grafitovyh reaktorov: vliyanie oblucheniya i termicheskoy obrabotki na strukturu grafitа [Radionuclides in the irradiated graphite of uranium-graphite reactors: effect of irradiation and heat treatment on the graphite structure]. *Radiohimiya — Radiochemistry*, 2018, vol. 60, no. 6, pp. 564–570. doi: 10.1134/S0033831118060151
35. Dorofeev A. N., Bolshov L. A., Linge I. I., Utkin S. S., Saveleva E. A. Strategicheskij master-plan issledovanij v obosnovanie bezopasnosti sooruzheniya, ekspluatatsii i zakrytiya punkta glubinnogo zahoroneniya radioaktivnyh othodov [Strategic Master Plan for R&D Demonstrating the Safety of Construction, Operation and Closure of a Deep Geological Disposal Facility for Radioactive Waste]. *Radioaktivnye othody — Radioactive Waste*, 2017, no. 1, pp. 34–43.

---

### Information about the authors

*Dorofeev Aleksandr Nikolaevich*, PhD, Head of the Project Office, State Corporation Rosatom (24, Bolshaya Ordynka St., Moscow, 119017, Russia), e-mail: ANDorofeev@rosatom.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.

*Zakharova Elena Vasil'evna*, PhD, Head of the Laboratory, A. N. Frumkin Institute of Physical Chemistry and Electrochemistry RAS (31, Leninsky Av., Moscow, 119071, Russia), e-mail: zakharova@ipc.rssi.ru.

*Volkova Anna Genrihovna*, PhD, Senior Researcher, A. N. Frumkin Institute of Physical Chemistry and Electrochemistry RAS (31, Leninsky Av., Moscow, 119071, Russia), e-mail: anna.agv@yandex.ru.

*Linge Igor Innokentevich*, Doctor of Technical Sciences, Deputy Director, Nuclear Safety Institute of RAS (52, Bolshaya Tuskaya st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: linge@ibrae.ac.ru.

*Utkin Sergey Sergeevich*, Doctor of Technical Sciences, Head of Department, Nuclear Safety Institute of RAS (52, Bolshaya Tuskaya St., Moscow, 115191, Russia), e-mail: uss@ibrae.ac.ru.

*Ivanov Artem Yurievich*, Head of Department for Information Support of Nuclear and Radiation Safety Programs, The Nuclear Safety Institute of RAS (52, Bolshaya Tuskaya Str., Moscow, 115191, Russia), e-mail: aivanov@ibrae.ac.ru.

*Pavliuk Alexander Olegovich*, PhD, head of the group, “PDC UGR” JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: info@dnrc.ru.

*Kotlyarevskij Sergey Gennadievich*, leading engineer, “PDC UGR” JSC (Building 179, 13 Avtodoroga, Seversk, Tomsk Region, 636000, Russia), e-mail: info@dnrc.ru.

### Bibliographic description

Dorofeev A. N., Komarov E. A., Zakharova E. V., Volkova A. G., Linge I. I., Utkin S. S., Ivanov A. Yu., Pavliuk A. O., Kotlyarevskij S. G. On Reactor Graphite Disposal. *Radioactive Waste*, 2019, no. 2 (7), pp. 18–30. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-2-18-30. (In Russian).