

Формулы Фармации. 2021. Т. 3, № 4. С. 66-76

Научная статья

УДК 57.047;628.5;539.1

DOI:<https://doi.org/10.17816/phf101002>

Анализ проблем управления твердыми радиоактивными отходами на примере радиоактивного изотопа ^{14}C

© 2022. В. В. Перельгин¹, П. К. Котенко², А. Г. Подборонова^{1,3},
М. В. Жариков¹, Л. В. Склярова¹

¹Санкт-Петербургский государственный химико-фармацевтический университет Министерства здравоохранения Российской Федерации, Санкт-Петербург, Россия

²Всероссийский центр экстренной и радиационной медицины им. А. М. Никифорова МЧС России, Санкт-Петербург, Россия

³Радиевый институт им. В. Г. Хлопина, Санкт-Петербург, Россия

Автор, ответственный за переписку:

Михаил Владимирович Жариков, zharikov.mihail@pharminnotech.com

АННОТАЦИЯ. Управление отходами облученного графита продолжает привлекать к себе внимание специалистов ряда смежных отраслей не только в связи с технической и экономической составляющей, но и учитывая то, что твердые радиоактивные отходы, попадая в окружающую среду и в процессе утилизации, приобретают биогенный характер. Экологическая опасность при обращении с ТРО связана с возможностью поступления биологически значимого ^{14}C в организм человека.

Учитывая особенности жизненного цикла радиоактивного изотопа ^{14}C , мы на его примере проанализировали проблемы управления твердыми радиоактивными отходами в целом.

С развитием атомной промышленности ^{14}C стал одним из источников глобального и локального загрязнений. В качестве источников ^{14}C рассматриваются не только последствия термоядерных взрывов, но и работа АЭС, предприятий ЯТЦ, изотопных производств по получению препаратов, меченых ^{14}C , научно-исследовательских учреждений.

Мировой объем накопленного реакторного графита оценивается в 250 тысяч тонн. В Российской Федерации общий объем составляет примерно 60 тысяч тонн графита, при этом доля облученного графита составляет 24%.

Изучив и проанализировав статистические данные научных исследований методами обработки обобщенных данных, систематизации и сравнительного анализа, мы позволили себе сделать общее заключение о современных подходах и актуальности решения проблемы обращения ТРО на примере радиоактивного изотопа ^{14}C .

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: радиоактивный изотоп ^{14}C , твердые радиоактивные отходы, нормы радиационной безопасности, радиоактивные вещества, экологическая безопасность, утилизация реакторного графита, биогенный фактор

СОКРАЩЕНИЯ:

ТРО – твердые радиоактивные отходы;

^{14}C – изотоп углерода-14;

АЭС – атомная электростанция;

ЯТЦ – ядерный топливный цикл;

ВВЭР – водо-водяной корпусной энергетический ядерный реактор;

РБМ-К – реактор большой мощности канальный;

ЛАЭС – Ленинградская атомная электростанция;

РАО – радиоактивные отходы;

НРБ-99 – нормы радиационной безопасности;

ПГП – предел годового поступления;

ВВЕДЕНИЕ

Мировой объем накопленного реакторного графита оценивается в 250 тысяч тонн. В Российской Федерации общий объем составляет примерно 60 тысяч тонн графита.

Доля накопленного облученного графита в России и зарубежных странах в % от его мирового объема показана на рисунке 1. Лидируют Великобритания (34%), Россия (24%) и США (22%). На остальные страны приходится всего 20% облученного графита. (рис. 1).

По данным [1] в период с 2016 по 2049 гг. в соответствии с [2] была запланирована окончательная остановка и вывод из эксплуатации всех реакторных установок с ВВЭР (15 установок) и РБМ-К (11 установок) в Российской Федерации. В связи с этим были обозначены две основные проблемы: увеличение количества облученного графита и изменение его активности при хранении (по данным ЛАЭС на 2017 год активность облученного графита увеличилась от $4,5 \times 10^8$ Бк/кг при извлечении до $2,25 \times 10^{14}$ Бк/кг после 26 лет хранения – примерно на шесть порядков).

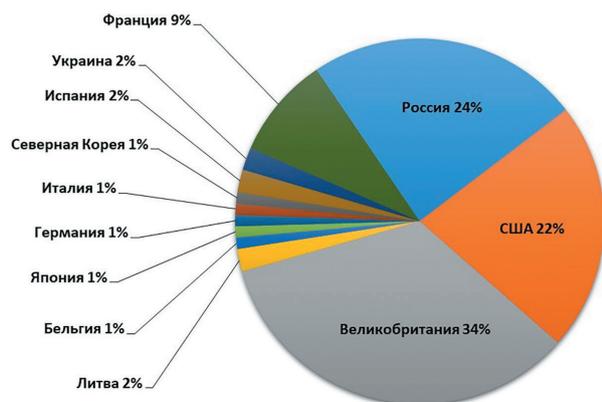


Рис. 1. Доля накопленного облученного графита в России и зарубежных странах в его мировом объеме (%)

Fig. 1. The share of Russia and foreign countries in the world accumulated irradiated graphite output

С развитием атомной промышленности ^{14}C стал одним из источников глобального и локального загрязнений. В качестве источников ^{14}C рассматриваются не только последствия термоядерных взрывов, но и работа АЭС, предприятий ЯТЦ, изотопных производств по получению препаратов, меченых ^{14}C , научно-исследовательских учреждений. Эко-

логическая проблема связана с возможностью поступления биологически значимого ^{14}C в организм человека.

Можно выделить два основных направления в решении проблемы облученного графита: захоронение и переработка (ликвидация). К настоящему времени во многих странах наиболее перспективным считается размещение в пунктах глубинного захоронения, в виду того, что нет других обоснованных подходов к обращению с реакторным графитом [3].

В данной работе мы обращаем внимание читателей на то, что ^{14}C приобретает биогенный характер, попадая в атмосферу с выбросами предприятий, а также другими радиоактивными отходами. Риск негативного воздействия на окружающую среду после утилизации реакторного графита посредством захоронения, вероятно, присутствует, т.к. данный способ утилизации все еще лишен возможности организации мониторинга за радиоактивностью ^{14}C .

Работа выполнена на материалах анализа статистических данных научных исследований методами обработки обобщенных данных, систематизации и сравнительного анализа. В заключении статьи, на примере радиоактивного изотопа ^{14}C , нами сформулированы предложения о подходах к решению проблемы обращения ТРО в целом.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Данные литературных источников послужили материалом для исследования. Отобраны только надежные первичные данные из текстов и инфографики научных статей за период с 1989 по 2022 годы (47 источников), а также из ряда нормативных правовых актов и документов.

В ходе обзора материалов статей и первичной обработки информационной базы мы оценили глубину проблемы обращения с ТРО, образующимися от различных источников хозяйственной и научной деятельности в сфере сбора, переработки, хранения и кондиционирования твердых радиоактивных отходов, и подходы к ее решению в настоящее время.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Углерод – основной элемент живых организмов экосистемы нашей планеты. В биогеоценозе он присутствует в виде двух стабильных (^{12}C , ^{13}C) и четырех радиоактивных (^{10}C , ^{11}C , ^{14}C , ^{15}C) изотопах. Радиоактивный изотоп ^{14}C является самым долгоживущим нуклидом в представленном ряду.

ПГЗРАО – пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов;

ПЗРО – пункт захоронения радиоактивных отходов;

САО – среднеактивные отходы;

МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии;

ПИЛ – полевая испытательная лаборатория;

ОЯТ – отработавшее ядерное топливо;

НКДАР – Научный комитет ООН по действию атомной радиации;

ФГУП – федеральное государственное унитарное предприятие;

ПО – производственное объединение;

ДНК – дезоксирибонуклеиновая кислота;

ЗАТО – закрытое административно-территориальное образование.

На рисунке 2 наглядно показаны первые четыре периода полураспада радиоуглерода по радиоуглеродным годам в соответствии с процентным содержанием углерода (рис. 2). Период его полураспада составляет 5730 лет, максимальная энергия частиц – 156 кэВ. По происхождению различают два вида углерода-14 – природный и антропогенный (техногенный). Природный ¹⁴C образуется в верхних слоях атмосферы при взаимодействии азота и вторичных нейтронов космического излучения ($^{14}\text{N} \rightarrow (\text{n}, \text{p}) \rightarrow ^{14}\text{C}$); в атмосферный воздух поступает в виде ¹⁴CO₂ (70–95%), ¹⁴CO (25–30%) и углеводородов (0–25%). Антропогенный ¹⁴C попадает в атмосферу при применении ядерного оружия и при работе предприятий атомной промышленности, а также с жидкими сбросами растворимых карбонатов и угольной кислоты.

Скорость образования ¹⁴C составляет по разным данным от 1 до 1,5 ПБк/год. По массе это от 8 до 12 кг/год. Среднее содержание природного радионуклида в атмосфере и биосфере остается постоянным: 227 ± 1 Бк/кг углерода. Общее количество космогенного ¹⁴C в биосфере оценивается 8,5 ЭБк. При этом в стратосфере находится 0,3%, в тропосфере – 1,4%, на поверхности Земли – 4%, в верхних перемешивающихся

слоях океана – 2%, в глубинных слоях океана – 92%, в донных океанических отложениях – 0,4% [4].

На рисунке 3 схематично отображена особенность участия изотопа ¹⁴C во всех обменных процессах вместе со стабильным аналогом ¹²C (рис. 3). Углерод-14, как и ¹²C, включается в структурную основу живых организмов, следовательно, оказывает долгосрочное влияние на их жизнедеятельность [5, 6].

Углерод-14 в составе реакторного графита АЭС

Углеродные материалы широко применяются в качестве замедлителя нейтронов в атомных реакторах различного типа: промышленных уран-графитовых, высокотемпературных, энергетических, реакторах большой мощности [7]. Основным достоинством данного материала является длительный срок эксплуатации, который составляет несколько десятков лет [8]. Суммарная интенсивность нейтронного облучения (флюэнс) за 30–40 лет эксплуатации составляет $\text{n} \times 10^{22} - \text{n} \times 10^{23} \text{ см}^2$ [9, 10]. Однако при длительном воздействии нейтронного излучения на атомы углерода и примеси в графите происходят процессы образования радионуклидов (³H, ¹⁴C, ³⁶Cl, ⁵⁵Fe, ⁶⁰Co и др.) [8, 10]. ¹⁴C составляет практически 95% активности всего облученного графита. Содержание ¹⁴C в облученном графите (108–109 Бк/кг) в 106 раз больше его доли в естественном углероде [11]. В соответствии с критериями постановления Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. N 1069 облученный графит может быть отнесен ко 2-му или 3-му классу РАО [12].

Средний уровень поступления ¹⁴C в организм жителей, проживающих в районе действия источника загрязнения (в основном – крупных предприятий), может составить в зонах 0–10 км – 0,32 мкКи/год; 10–20 км – 0,08 мкКи/год. Зафиксированный в НРБ-99 предел годового поступления углерода-14 в организм составляет $6,3 \times 10^5$ Бк/год.

В качестве основных направлений решения проблемы утилизации облученного графита, как правило, выделяют захоронение и переработку (ликвидацию). В настоящее время наиболее перспективным направлением является размещение в пунктах глубинного захоронения, в виду того, что нет других обоснованных подходов к обращению с реакторным графитом [3]. Препятствием для внедрения в практику глубинного захоронения можно считать ограниченный выбор площадок для ПГЗРАО, высокую стоимость создания ПГЗРАО, необходимость проведения геологической разведки.

В качестве альтернативы глубинному захоронению рассматривается вариант захоронения в приповерхностном слое почвы. Однако в настоящее время захоронение облученного графита энергетических реакторов в приповерхностном ПЗРО противоречит Постановлению Правительства РФ N° 1069 и положениям Федерального закона от 11.07.2011 N° 190-ФЗ [12, 13], согласно которым долгоживущие САО подлежат захоронению в ПГЗРАО. Для реализации данной программы авторы [14] предлагают выдерживать облученный реакторный графит в хранилищах в течение 10–15 лет для снижения мощности дозы излучения в 5–10 раз до уровня 1–2 мЗв/ч на поверхности почвы с последующей транспортировкой и размещением в пунктах приповерхностного размещения отходов. Для этого требуется 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. Ранее уже были рассмотрены основные факторы, влияющие на стоимостные показатели захоронения радиоактивных отходов [15].

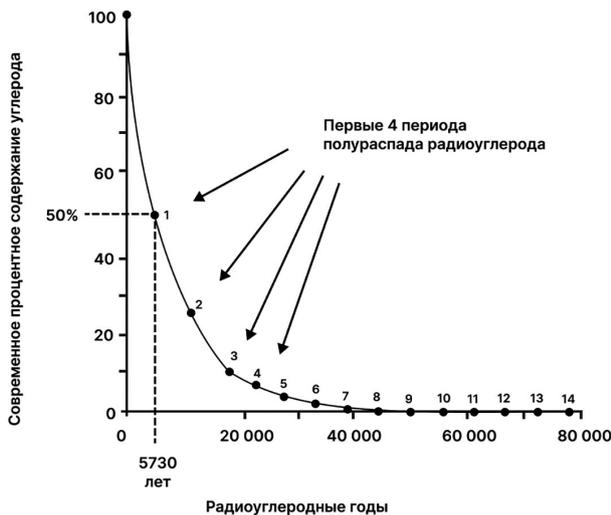


Рис. 2. Кривая распада углерода-14
Fig. 2. Carbon-14 decay curve

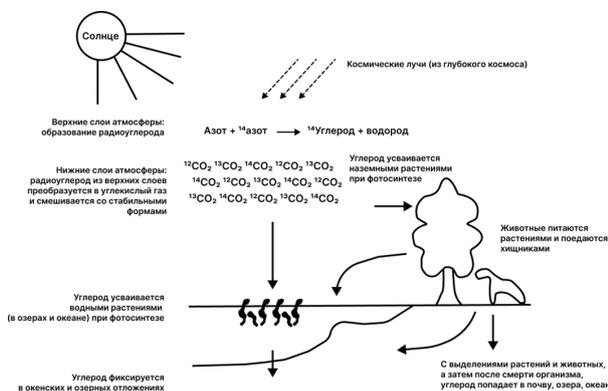


Рис. 3. Образование радиоуглерода и его распределение в окружающей среде
Fig. 3. Formation of radiocarbon and its distribution in the environment

Несмотря на отсутствие на данный момент адекватной альтернативы, захоронение реакторного графита нельзя считать единственным и эффективным решением данного вопроса. В виду отказа многих стран от развития ядерной энергетики актуальность вопроса повышается пропорционально увеличению объемов радиоактивных отходов АЭС. Сам углерод-14, кроме компонента реакторного графита, является еще и сырьем для использования в ядерной медицине, археологии и некоторых других техногенных сферах. Поэтому переработка графита АЭС и концентрирование его радиоактивного компонента ¹⁴C являются перспективными направлениями решения проблемы облученного графита и получения огромного источника углерода-14.

Совершенствование методов переработки облученного графита

В настоящее время ведутся работы по созданию по проекту МАГАТЭ подземной исследовательской лаборатории в Нижнеканском горном массиве в гранитных породах Красноярского края на глубине 475 м. Основной задачей ПИЛ является изучение характеристик и свойств геологических пород на глубине 450–525 метров и подтверждение, на основании проведенных исследований, возможности окончательной изоляции радиоактивных отходов 1 и 2 классов (высоко- и среднеактивных долгоживущих РАО) в глубоких геологических формациях Нижнеканского массива [16]. Данный объект начнет работу с 2024 года и, при успешном прохождении испытаний, к 2040 году начнется захоронение радиоактивных отходов.

В приказе Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору «Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности»» № 243 от 25 июня 2015 года [17] в п. 5 установлено, что при сборе, переработке, хранении и конди-

ционировании ТРО необходимо обеспечить сокращение объема ТРО с учетом технологических и экономических факторов.

Методы, предлагаемые в ряде работ для переработки реакторного графита, можно условно разделить на следующие группы:

1. Методы окисления с использованием различных веществ [18, 19–32]. Возможные продукты переработки: углекислый и угарный газы. Достоинства подхода: отделение концентрата радионуклидов в виде зольного остатка. Недостатки: возможность выделения обогащенного ¹⁴C диоксида углерода в атмосферу.

2. Методы сжигания [33]. Достоинства: утилизация большого объема отработанного графита. Недостатки: возможность превышения ~106 естественного соотношения ¹²C/¹⁴C, поступление в атмосферу ¹⁴CO₂ в объеме, примерно равном выбросам одного реактора ВВЭР-440.

3. Методы обработки РАО беспламенным окислением в солевом расплаве на основе карбонатов или сульфатов щелочных металлов и 1-40% масс. оксида свинца (II) при температуре 700–1100 °C [34–36]. Недостатки: получение загрязненного ¹⁴C побочного солевого расплава.

4. Методы разделения изотопов углерода (диффузные, дистилляционные, ионного обмена, лазерное разделение и др.) [37]. По данным [38, 39–42] наиболее перспективные результаты дает метод лазерного разделения изотопов, основанный на изотопически селективной многофотонной диссоциации. Метод [38, 39] предполагает выделение небольшого количества примесного ¹⁴C из общей массы реакторного графита, что, при успешной отработке процесса, позволит снизить класс опасности отходов и уменьшить их количество.

Биогенный фактор ТРО

Основной вклад в риски радиоактивного воздействия на население вносит работа заводов по переработке ОЯТ. При переработке ОЯТ часть радионуклидов поступает в окружающую среду. По данным

Табл. 1.

Table 1.

Оценка дозы для населения от выбросов АЭС с различными типами ядерных реакторов [43]

Estimation of the population dose from nuclear power plants emissions with different types of nuclear reactors [43]

| Радионуклид | Среднемировая коллективная доза на единицу вырабатываемой электроэнергии для каждого типа АЭС, чел.·Зв/(ГВт·год) | | | | | | |
|-------------------|--|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| | PWR | BWR | HWR | LWGR | AGR | GCR | FBR |
| ³ H | 7,2·10 ⁻² | 8,6·10 ⁻³ | 1,7·10 ⁻¹ | 1,2·10 ⁻¹ | 1,9·10 ⁻² | 3,3·10 ⁻² | 2,3·10 ⁻¹ |
| ¹⁴ C | 4,6·10 ⁻² | 3,2·10 ⁻² | 1,4·10 ⁻¹ | 3,1·10 ⁻¹ | 3,5·10 ⁻¹ | 1,3·10 ⁰ | 2,8·10 ⁻² |
| ³⁵ S | 0 | 0 | 0 | 0 | 4,5·10 ⁻² | 2,4·10 ⁻¹ | 0 |
| ⁴¹ Ar | 4,5·10 ⁻⁵ | 4,6·10 ⁻⁵ | 1,3·10 ⁻³ | 3,4·10 ⁻³ | 8,4·10 ⁻⁴ | 7,0·10 ⁻² | 0 |
| ⁵⁴ Mn | 2,3·10 ⁻⁵ | 1,0·10 ⁻⁴ | 0 | 4,0·10 ⁻⁵ | 0 | 0 | 1,8·10 ⁻⁴ |
| ⁵⁸ Co | 3,7·10 ⁻⁵ | 4,0·10 ⁻⁵ | 0 | 5,9·10 ⁻⁶ | 0 | 0 | 1,7·10 ⁻⁴ |
| ⁶⁰ Co | 2,0·10 ⁻⁴ | 5,6·10 ⁻³ | 1,5·10 ⁻⁴ | 8,8·10 ⁻³ | 7,0·10 ⁻² | 3,5·10 ⁻³ | 2,3·10 ⁻³ |
| ⁶⁵ Zn | 0 | 5,0·10 ⁻⁴ | 0 | 1,6·10 ⁻⁴ | 7,0·10 ⁻⁵ | 0 | 0 |
| ⁸⁵ Kr | 2,2·10 ⁻⁶ | 1,4·10 ⁻⁵ | 0 | 0 | 0 | 0 | 1,7·10 ⁻⁴ |
| ⁹⁰ Sr | 7,0·10 ⁻⁵ | 1,2·10 ⁻³ | 0 | 1,2·10 ⁻² | 3,4·10 ⁻⁵ | 4,7·10 ⁻¹ | 0 |
| ¹⁰⁶ Ru | 3,7·10 ⁻⁵ | 1,0·10 ⁻⁶ | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| ¹³¹ I | 6,0·10 ⁻⁵ | 3,2·10 ⁻⁴ | 1,7·10 ⁻⁵ | 7,5·10 ⁻³ | 2,5·10 ⁻⁵ | 0 | 1,5·10 ⁻⁴ |
| ¹³³ Xe | 1,2·10 ⁻⁴ | 1,5·10 ⁻⁴ | 0 | 1,1·10 ⁻² | 0 | 0 | 0 |
| ¹³⁵ Xe | 3,4·10 ⁻⁵ | 3,4·10 ⁻⁴ | 0 | 2,4·10 ⁻³ | 0 | 0 | 0 |
| ¹³⁸ Xe | 1,5·10 ⁻⁹ | 3,1·10 ⁻⁷ | 0 | 1,1·10 ⁻⁶ | 0 | 0 | 0 |
| ¹³⁴ Cs | 3,2·10 ⁻⁴ | 2,6·10 ⁻⁴ | 0 | 3,4·10 ⁻⁴ | 7,4·10 ⁻⁴ | 3,8·10 ⁻² | 1,1·10 ⁻² |
| ¹³⁷ Cs | 4,2·10 ⁻⁴ | 1,0·10 ⁻³ | 4,6·10 ⁻² | 6,6·10 ⁻³ | 6,6·10 ⁻⁴ | 6,2·10 ⁻¹ | 7,7·10 ⁻³ |
| Сумма | 1,2·10 ⁻¹ | 5,0·10 ⁻² | 1,9·10 ⁰ | 4,8·10 ⁻¹ | 4,9·10 ⁻¹ | 2,8·10 ⁰ | 2,8·10 ⁻¹ |

НКДАР ежегодно в мире перерабатывается 4570 т ОЯТ, в том числе 2100 т – на предприятии в Селлафилде (Великобритания), 1700 т – на предприятии Ла-Аг (Франция) и 400 т – на ФГУП ПО «Маяк» (Россия). В суммарной дозе для населения от переработки ОЯТ доминирует углерод-14 (76%). Оценка вкладов техногенных радионуклидов в дозу облучения населения от выбросов АЭС с различными типами ядерных реакторов представлена на таблице 1 (табл. 1). Оценки НКДАР свидетельствуют о необходимости первоочередного контроля в выбросах АЭС углерода-14 и трития [43].

Изотоп рассматривается как источник β -излучения. Особые свойства данного изотопа при этом мало учитываются [44]. За год с рационом к взрослому человеку, проживающему в 15-километровой зоне от предприятия ПО «МАЯК», может поступать суммарно до $2,06 \times 10^5$ Бк ^{14}C . В том числе доза природного углерода-14 составляет $(2,6-3,6) \times 10^4$ Бк/год [44]. По данным исследования [45] установлено, что содержание углерода-14 в организме людей, постоянно проживающих в регионе предприятия ПО «МАЯК», примерно в три раза превышает естественный уровень ^{14}C . По данным 100 проб (по 10 органов и тканей от 10 человек) среднее содержание углерода-14 в организме человека составляет ~ 1440 Бк, а удельная активность углерода – 896 ± 33 Бк/кг (пробы взяты в местных бюро судебно-медицинской экспертизы при вскрытии людей, проживавших вблизи предприятия и умерших не от болезней, а от травм). С учетом полученной величины удельной активности углерода-14 в организме от фонового присутствия радиоуглерода (313 Бк/кг), фактически измеренной в «чистом» районе г. Москвы, можно определить относительную величину превышения как $896/313=2,9$ [44].

В 50-х и 60-х годах подъем уровня углерода-14 (после испытаний ядерного оружия) в продуктах питания составил не более 1,7 уровня естественного фона (максимум – в 1965 г.).

В работе [46] приведен расчет примерного числа трансмутационных дефектов, возникающих в организме человека за год в зависимости от количества атомов углерода, входящих в состав молекул ДНК человека, с учетом численных значений периода полураспада ^{14}C ($T=5730$ лет).

Количество атомов углерода в ДНК человека – $N_0=5 \times 10^{25}$; примерное число трансмутационных дефектов за год ($N_t=1$) можно рассчитать по формуле:

$$N_t = 10^{-12} \times N_0 \times (1 - 2^{-1/T})$$

Суммарное количество ДНК в гаплоидном геноме человека равно $3,4 \times 10^9$ нуклеотидных пар азотистых оснований. В одной нуклеотидной паре в среднем девять атомов углерода. Количество клеток в организме человека $\sim 10^{15}$.

Соответственно суммарное число атомов углерода, входящих в ядерный геном человека, составляет: $3,4 \times 10^9 \times 9 \times 10^{15} = 3,1 \times 10^{25}$. Следовательно: $N_0 = 3,1 \times 10^{25}$.

Количество трансмутационных эффектов, возникающих в организме человека за год (N_t) по формуле (1):

$$N_t = N_0 (1 - 2^{-1/T}) / 10^{12} = 3,1 \times 10^{25} \times (1 - 2^{-1/5730}) \times 10^{-12} \approx 6 \times 10^9$$

За год в организме человека происходит 6×10^9 побочных эффектов, то есть сотни ежесекундно.

«Ухудшаются отдельные показатели здоровья как лиц, непосредственно занятых в особо опасных производствах, так и населения прилегающих местностей. В структуре профессиональной заболеваемости работников системы Министерства Российской Федерации по атомной энергии 58 процентов занимают болезни, вызванные воздействием радиоактивных веществ. За последние пять лет рост заболеваемости злокачественными новообразованиями среди работников, занятых на отдельных предприятиях Министерства Российской Федерации по атомной энергии, составил 28 процентов среди всех лиц, обслуживаемых Федеральным управлением (это превышает темпы роста по России). Неблагоприятны и общие показатели здоровья населения, проживающего в районах размещения особо опасных предприятий. Общая смертность населения закрытых административно-территориальных образований (ЗАТО), на территории которых расположены предприятия Министерства Российской Федерации по атомной энергии, за последние годы возросла в полтора раза, а 1994 год характеризовался отрицательным естественным приростом населения. Распространенность врожденных аномалий среди детей в возрасте до 14 лет, проживающих в ЗАТО, вдвое превышает показатель по России» [47].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Изучив и проанализировав статистические данные научных исследований методами обработки обобщенных данных, систематизации и сравнительного анализа, мы позволили себе сделать общее заключение о современных подходах и актуальности решения проблемы обращения с ТРО на примере радиоактивного изотопа ^{14}C .

Управление твердыми радиоактивными отходами нуждается в совершенствовании и определении новых инновационных подходов к утилизации и эффективному мониторингу радиоактивности в течение жизненного цикла и мест их захоронения.

Материалы многочисленных исследований подтверждают, что негативное воздействие на окружающую среду изотопа ^{14}C приобретает биогенный характер, попадая в атмосферу с выбросами предприятий, а также другими радиоактивными отходами.

Предложенный срок выдержки в 10–15 лет до продолжения работ с реакторным графитом не является гарантом экологической безопасности и однозначно ориентироваться на этот период нельзя. Кроме этого, отказ от значительного ресурса в виде изотопа ^{14}C не рационален с учетом существующих методов его извлечения из графита, а также с возможностью снижения активности самих отходов в процессе их переработки.

Разработка новых методов утилизации ТРО на основе инновационных подходов, по нашему мнению, может существенно снизить их негативное воздействие на окружающую среду и здоровье человека.

Авторы намерены в последующих статьях опубликовать результаты своих исследований о перспективных инновационных методах утилизации ТРО, а также о физиологических последствиях негативного воздействия ^{14}C на организм человека и биоту.

СПИСОК ИСТОЧНИКОВ

1. Былкин Б. К. Радиоактивные отходы при монтаже реакторных установок АЭС / Б. К. Былкин, Г. Б. Давыдова, Е. А. Журбенко // *Атомная энергия*. – 2011. – Т. 110. – №. 3. – С. 171–172.
2. Программа деятельности Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на долгосрочный период (2009–2015 годы). Утверждена постановлением Правительства РФ от 20 сентября 2008 г. № 705.
3. Дорофеев А. Н. К вопросу захоронения реакторного графита / А. Н. Дорофеев, Е. А. Комаров, Е. В. Захарова [и др.] // *Радиоактивные отходы*. – 2019. – № 2 (7). – С. 18–30. <https://doi.org/10.25283/2587-9707-2019-2-18-30>.
4. Бодров О. В. Современные вызовы и возможные решения по обращению с реакторным графитом при выводе из эксплуатации реакторов РБМК / О. В. Бодров, В. Н. Кузнецов, О. Э. Муратов [и др.] – Санкт-Петербург, Челябинск, Висагинас, 2019. – 35 с.
5. Чеботина М. Я. Особенности накопления радиоглерода в компонентах природной среды / М. Я. Чеботина, Р. П. Пономарева // *Уральский геофизический вестник*. – 2007. – № 4 (13). – С. 86–95.
6. Критерий выбора технологии утилизации реакторного графита // *Рекламно-информационное агентство «PRO Атом»*: сайт. – URL: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=9435> (дата обращения: 02.02.2022).
7. Вергильев Ю. С. Реакторный графит: разработка, производство и свойства / Ю. С. Вергильев, А. Н. Селезнев, А. А. Свиридов [и др.] // *Российский химический журнал*. – 2006. – Т. 1. – С. 4–12.
8. Туктаров М. А. Кондиционирование реакторного графита выводимых из эксплуатации уран-графитовых реакторов для целей захоронения / М. А. Туктаров, Л. А. Андреева, А. А. Роменков // *Атомная энергия*: сайт. – URL: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2016/06/08/66585> (дата обращения 10.02.2022).
9. Гирке Н. А. ¹⁴C в отработавшем графите уран-графитовых реакторов Сибирского химического комбината / Н. А. Гирке, А. В. Бушуев, А. Ф. Кожин [и др.] // *Атомная энергия*. – 2012. – Т. 112. – №. 1. – С. 51–53.
10. Семенов С. Г. Проблемы обращения с радиоактивным графитом при выводе из эксплуатации ядерных реакторов / С. Г. Семенов, А. В. Чесноков // *Атомная энергия*. – 2018. – Т. 124. – № 5. – С. 286–291.
11. Акционерное общество «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов». Технические решения и опыт АО «ОДЦ УГР» по обращению с облученным графитом при выводе из эксплуатации // Бесплатная электронная библиотека – собрание публикаций: сайт. – URL: <http://librus.dobrota.biz/40tehnicieskie/87659-1-akcionernoe-obschestvo-opitno-demonstracionniy-centr-vivoda-ekspluatacii-uran-grafitovih-yadernih-reakt.php> (дата обращения: 02.02.2022).
12. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 года № 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 (с изменениями на 4 февраля 2015 года)» // *Электронный фонд правовой и нормативно-технической документации АО «Кодекс»*: сайт. – URL: <https://docs.cntd.ru/document/902376375> (дата обращения: 02.02.2022).
13. Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» (с изменениями на 21 декабря 2021 года) // *Электронный фонд правовой и нормативно-технической документации АО «Кодекс»*: сайт. – URL: <https://docs.cntd.ru/document/902288595> (дата обращения: 02.02.2022).
14. Волков В. Г. О проблеме заключительного этапа обращения с облученным графитом блоков АЭС с водографитовыми реакторами / В. Г. Волков, Н. Н. Сафронова, Ф. Т. Морозов [и др.] // *Радиоактивные отходы*. – 2021 – № 2 (15). – С. 10–20. <https://doi.org/10.25283/2587-9707-2021-2-10-20>
15. Сорокин В. Т. Стоимость захоронения РАО: зарубежные оценки / В. Т. Сорокин, Д. И. Павлов // *Радиоактивные отходы*. – 2021. – № 2 (15). С. 46–55.
16. Подземная исследовательская лаборатория в Нижнеканском массиве // *Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами*: сайт. – URL: <https://www.norao.ru/about/underground/> (дата обращения: 06.02.2022).
17. Приказ Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25.06.2015 № 243 «Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности»» // *Электронный фонд правовой и нормативно-технической документации АО «Кодекс»*: сайт. – URL: <https://docs.cntd.ru/document/420285869> (дата обращения: 06.02.2022).
18. Павлюк А. О. Анализ возможности снижения потенциальной опасности графитовых радиоактивных отходов при термической обработке / А. О. Павлюк, С. Г. Котляревский [и др.] // *Известия Томского политехнического университета. Инжиниринг георесурсов*. – 2017. – Т. 328. – № 8. – С. 24–32.

19. LaBrier D., Dounzik-Gougar M. L. Identification and location of ¹⁴C bearing species in thermally treated neutron irradiated graphite NBG-18 and NBG-25: pre and post thermal treatment // *Journal of Nuclear Materials*. 2015. Vol. 460. P. 174–183.
20. Smith T. E., McCrory S., Duznik-Gougar M. L. Limited oxidation of irradiated graphite waste to remove surface carbon-14 // *Nuclear Engineering and Technology*. 2013. Vol. 45, no. 2. P. 211–218.
21. Duznik-Gougar, M. L., Smith T. E. Removal of carbon-14 from irradiated graphite // *Journal of Nuclear Materials*. 2014. Vol. 451. P. 328–335.
22. Chartier A., Brutzel L. V., Pannier B. Atomic scale mechanism for the amorphisation of irradiated graphite // *Carbon*. 2015. Vol. 91. P. 395–407.
23. Kane J. J., Karthik C., Ubic R., et al. An oxygen transfer model for high purity graphite oxidation // *Carbon*. 2013. Vol. 59. P. 49–64.
24. Vulpius D., Baginski K., Kraus B., et al. Thermal treatment of neutron-irradiated nuclear graphite // *Nuclear Engineering and Design*. 2013. Vol. 265. P. 294–309.
25. LaBrier D., Duznik-Gougar, M. L. Characterization of ¹⁴C in neutron irradiated NBG-25 nuclear graphite // *Journal of Nuclear Materials*. 2014. Vol. 448. P. 113–120.
26. Chi S.-H., Kim G. C. Effects of air flow rate on the oxidation of NBG-18 and NBG-25 nuclear graphite // *Journal of Nuclear Materials*. 2017. Vol. 491. P. 37–42.
27. Theodosiou A., Jones A. N., Marsden B.J. Thermal oxidation of nuclear graphite: A large scale waste treatment option // *PLoS ONE*. 2017. Vol. 12, iss. 8. P. 1–19.
28. Lo I-H., Yeh T.-K., Patterson E. A., et al. Comparison of oxidation behaviour of nuclear graphite grades at very high temperatures // *J. of Nuclear Materials*. 2020. Vol. 532. P. 152054. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152054>
29. Lee J. J., Ghosh T. K., Loyalka S. K. Comparison of NBG-18, NBG-17, IG-110 and IG-11 oxidation kinetics in air // *Journal of Nuclear Materials*. 2018. Vol. 500 P. 64–71. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2017.11.053>
30. Фролов В. В. Возможность сжигания облученного графита выводимых из эксплуатации ядерных энергоблоков / В. В. Фролов, А. В. Крючков, Ю.Н. Кузнецов [и др.] // *Атомная энергия*. – 2004. – Т. 97. – № 5. – С. 372–374.
31. Патент № 2239899 Российская Федерация, МПК G21F 9/30. Способ обработки радиоактивного графита: № 2002109479/06: заявл. 06.10.2000: опубл. 10.11.2004 // Брэдбери Д., Мейсон Д. Б.; заявители Стадсвик, Инк, Брэдбери Дейвид. – 10 с.
32. Патент № 2546981 Российская Федерация, МПК G21F 9/00 (2006.01). Способ обработки облученного реакторного графита: № 2013146306/07: заявл. 16.10.2013: опубл. 10.04.2015 // Роменков А. А., Туктаров М. А., Карлина О. А., Юрченко А. Ю.; заявитель Открытое акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н. А. Доллежаля». – 11 с.
33. Dubourg M. Solution to Level 3 Dismantling of Gas-Cooled Reactors: the Graphite Incineration // *Nuclear Eng. and Design*. 1995. Vol.154, no. 2. P. 47–54.
34. Gay RL. Method for disposing of radioactive graphite and silicon carbide in graphite fuel elements. US Patent № 544950, 1995.
35. Патент № 2144421 РФ, МПК G21F 9/32 (2006.01). Способ обработки беспламенным горением радиоактивных углеродсодержащих отходов: № 2006141878/06: заявл. 28.11.2006: опубл. 10.07.2008 // Роменков А. А., Туктаров М. А., Синельников Л. П., Менькин Л. И.; заявители Федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н. А. Доллежаля», Федеральное государственное унитарное предприятие «Институт реакторных материалов», Закрытое акционерное общество «Химико-металлургические технологии». – 7 с.
36. Патент № 2390862 РФ, МПК G21F 9/32 (2006.01). Способ обработки беспламенным горением радиоактивных углеродсодержащих веществ: № 2008133972/06: заявл. 18.08.2008: опубл. 27.05.2010 // Роменков А. А., Туктаров М. А.; заявитель Открытое акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н. А. Доллежаля». – 7 с.
37. Озишвили Е. Д. Разделение стабильных изотопов углерода / Е. Д. Озишвили, А. С. Егизаров // *Успехи химии*. – 1989. – Т. 58. – № 4. – С. 545–565.
38. Пигульский С. В. Метод и аппаратура для крупномасштабного процесса лазерного разделения изотопов углерода: специальность 01.04.01 – приборы и методы экспериментальной физики: автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук / Пигульский Сергей Викторович; Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований. – Троицк, 2008. – 36 с.
39. Патент № 2144421 РФ, МПК В01D 59/00 (2006.01). Способ получения высокообогащенного изотопа ¹³C: № 98104493/12: заявл. 10.03.1998: опубл. 20.01.2000 // Астахов А. В., Барабанщиков А. А., Баранов Г. А. [и др.]; заявитель Государственное предприятие Научно-исследовательский институт электрофизической аппаратуры им. Д. В. Ефремова. – 6 с.
40. Летохов В. С. Лазерное разделение изотопов / В. С. Летохов // *Атомная энергия*. – 1987. – Т. 62. – № 4. – С. 252–263.

41. Aray S., Sugita K., Isomura S., Kaetsu H. Method of enriching the isotope carbon 13 by means of laser irradiation. US Patent No. 4941956, 1990.

42. Yamasaki M., Horita Y., Otsubo T., et al. Process for Enriching Carbon 13. US Patent No. 5085748, 1992.

43. Радиоэкологическая обстановка в регионах расположения предприятий Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» / под общ. ред. И. И. Линге и И. И. Крышева. – Изд. 2-е, испр. и доп. – Москва, 2021. – 555 с.

44. УГЛЕРОД-14: РАЗРЯДИТЕ БОМБУ! // Научно-популярный портал «Вечная Молодость»: сайт. – URL: <https://vechnayamolodost.ru/articles/drugienukiozhizni/uglerazbom9c/> (дата обращения: 01.02.2022).

45. Демин С. Н. Проблема углерода-14 в районе ПО "Маяк" / С. Н. Демин // Вопросы радиационной безопасности. – 2000. – №1. – С. 61–66.

46. Германский А. М. Критерий выбора технологии утилизации реакторного графита / А. М. Германский // Рекламно-информационное агентство «PRO Атом»: сайт. – URL: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=9435> (дата обращения: 01.02.2022).

47. Федеральная целевая программа «Медико-санитарное обеспечение современного этапа развития ядерно-энергетического комплекса и других особо опасных производств в условиях ракетного, ядерного и химического разоружения, а также конверсии и разработки новых технологий в 1997-1998 годах» (утв. постановлением Правительства РФ от 22 февраля 1997 г. № 191) / Электронный фонд правовой и нормативно-технической документации АО «Кодекс»: сайт. – URL: <https://docs.cntd.ru/document/9038930> (дата обращения 02.02.2022).

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ

Владимир Вениаминович Перелыгин – д-р мед. наук, профессор, заведующий кафедрой промышленной экологии Санкт-Петербургского государственного химико-фармацевтического университета Министерства здравоохранения Российской Федерации, Санкт-Петербург, Россия, vladimir.pereligin@pharminnotech.com

Петр Константинович Котенко – д-р мед. наук, профессор, заведующий кафедрой безопасности жизнедеятельности, экстремальной и радиационной медицины института дополнительного профессионального образования «Экстремальная медицина» ФГБУ «Всероссийский центр экстренной и радиационной медицины им. А. М. Никифорова» МЧС России, Санкт-Петербург, Россия, mil.med.kot@gmail.com

Александра Германовна Подборонова – магистрант Санкт-Петербургского химико-фармацевтического университета Министерства здравоохранения Российской Федерации; инженер 2 категории Лаборатории комплексных технологий по выделению изотопов и продуктов деления Радиового института им. В. Г. Хлопина, Санкт-Петербург, Россия, podboronova.aleksandra@pharminnotech.com

Михаил Владимирович Жариков – магистрант Санкт-Петербургского химико-фармацевтического университета Министерства здравоохранения Российской Федерации, Санкт-Петербург, Россия, zharikov.mihail@pharminnotech.com

Людмила Валерьевна Склярлова – магистрант Санкт-Петербургского химико-фармацевтического университета Министерства здравоохранения Российской Федерации, Санкт-Петербург, Россия, sklyarova.lyudmila@sprcu.ru

Авторы заявляют, что у них нет конфликта интересов.

Статья поступила в редакцию 17.02.2022 г., одобрена после рецензирования 15.03.2022 г., принята к публикации 18.03.2022 г.

Problems of solid radioactive waste management on the example of the radioactive isotope ^{14}C

© 2022. V. V. Perelygin¹, P. K. Kotenko², A. G. Podboronova^{1,3}, M. V. Zharikov¹, L. V. Sklyarova¹

¹Saint Petersburg State Chemical and Pharmaceutical University of the Ministry of Health of the Russian Federation, Saint Petersburg, Russia

²Federal State Budgetary Institute «The Nikiforov Russian Center of Emergency and Radiation Medicine» The EMER-COM of Russia, Saint Petersburg, Russia

³V.G. Khlopin Radium Institute, Saint Petersburg, Russia

Corresponding author: Mikhail V. Zharikov, zharikov.mihail@pharminnotech.com

ABSTRACT. The management of irradiated graphite waste continues to attract the attention of specialists from a number of related industries, in connection with the technical and economic component, along with the fact that solid radioactive waste entering the environment in the process of disposal acquires biogenic character. The environmental safety of solid radioactive waste management is associated with the possibility of biologically significant ^{14}C to enter the human body.

Resulting from the development of the nuclear industry, ^{14}C has become one of the causes of global and local pollution. The consequences of thermonuclear explosions, operation of nuclear power plants, as well as nuclear fuel cycle enterprises, isotope production for the production of drugs labeled with ^{14}C , research institutions are considered as sources of ^{14}C .

The world output of accumulated reactor graphite is estimated at 250,000 tons. In the Russian Federation, the total volume is approximately 60,000 tons of graphite. The share of accumulated irradiated graphite in Russia comprises 24% of the total volume of accumulated graphite.

Having studied and analyzed the statistical data of scientific research, using the methods of generalized data processing, systematization and comparative analysis, we have taken the liberty to make a general conclusion about modern approaches and the relevance of solving the problem of SRW management on the example of the ^{14}C radioactive isotope.

KEYWORDS: ^{14}C radioactive isotope, solid radioactive waste, radiation safety standards, radioactive substances, environmental safety, reactor graphite disposal, biogenic factor

REFERENCES

1. Bylkin B. K., Davydova G.B., Zhurbenko E.A. Radioaktivnye otkhody pri demontazhe reaktornykh ustanovok AES. *Atomnaya energiya = Atomic Energy*. 2011;110(3):171–172. (In Russ.).
2. Programma deyatelnosti Gosudarstvennoy korporatsii po atomnoy energii «Rosatom» na dolgosrochnyy period (2009–2015 gody). Utverzhdena postanovleniem Pravitel'stva RF ot 20 sentyabrya 2008 g. № 705. (In Russ.).
3. Dorofeev A. N., Komarov E. A., Zakharova E. V., et al. On Reactor Graphite Disposal. *Radioaktivnye otkhody = Radioactive Waste*. 2019;2(7):18–30. <https://doi.org/10.25283/2587-9707-2019-2-18-30> (In Russ.).
4. Bodrov O. V., Kuznecov V. N., Muratov O. Ye., et al. Sovremennye vyzovy i vozmozhnye resheniya po obrashcheniyu s reaktornym grafitom pri vyvode iz eksploatatsii reaktorov RBMK. Saint Petersburg, Cheljabinsk, Visaginas; 2019. 35 p. (In Russ.).
5. Chebotina M. Ya., Ponomareva R. P. Peculiarities of radiocarbon accumulation in environmental components. *Ural'skij geofizicheskij vestnik = Ural Geophysical Bulletin*. 2007;4(13):86–95. (In Russ.).
6. Kriterij vybora tehnologii utilizatsii reaktornogo grafita. Advertising and news agency PROAtom. URL: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=9435>. (In Russ.).
7. Vergil'ev Yu. S., Seleznev A. N., Sviridov A. A., et al. Reaktornyy grafit: razrabotka, proizvodstvo i svoystva. *Rossiyskiy khimicheskiy zhurnal = Russian Journal of General Chemistry*. 2006;1:4–12. (In Russ.).
8. Tuktarov M. A., Andreeva L. A., Romenkov A. A. Konditsionirovanie reaktornogo grafita vyvodimykh iz eksploatatsii uran-grafitovykh reaktorov dlya tseley zakhroneniya. *Atomnaya energiya = Atomic Energy*. URL: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2016/06/08/66585>. (In Russ.).

9. Girke N. A., Bushuev A. V., Kozhin A. F., et al. ¹⁴C v otrabotavshem grafitе uran-grafitovykh reaktorov Sibirskogo khimicheskogo kombinata. *Atomnaya energiya=Atomic Energy*. 2012;112(1):51–53. (In Russ.).
10. Semenov S. G., Chesnokov A. V. Problemy obrashcheniya s radioaktivnym grafitom pri vyvode iz ekspluatatsii yadernykh reaktorov. *Atomnaya energiya=Atomic Energy*. 2018;124(5):286–291. (In Russ.).
11. Aktsionerное obshchestvo «Opytno-demonstratsionnyy tsentr vyvoda iz ekspluatatsii uran-grafitovykh yadernykh reaktorov» Tekhnicheskie resheniya i opyt AO «ODTs UGR» po obrashcheniyu s obluchennym grafitom pri vyvode iz ekspluatatsii. *Besplatnaya elektronnaya biblioteka – sobranie publikatsiy*. URL: <http://librus.dobrota.biz/40tehnicheskie/87659-1-akcionerное-obshchestvo-opitno-demonstratsionniy-tsentr-vyvoda-ekspluatatsii-uran-grafitovih-yadernih-reakt.php>. (In Russ.).
12. Postanovlenie Pravitel'stva RF ot 19 oktyabrya 2012 goda № 1069 "O kriteriyakh otneseniya tverdyykh, zhidkikh i gazoobraznykh otkhodov k radioaktivnym otkhodam, kriteriyakh otneseniya radioaktivnykh otkhodov k osobym radioaktivnym otkhodam i k udalyaemym radioaktivnym otkhodam i kriteriyakh klassifikatsii udalyaemykh radioaktivnykh otkhodov (s izmeneniyami na 4 fevralya 2015 goda)". "Kodeks" Electronic Collection of Legal and Regulatory and Technical Documentation. URL: <https://docs.cntd.ru/document/902376375> (In Russ.).
13. Federal'nyy zakon ot 11.07.2011 № 190-FZ "Ob obrashchenii s radioaktivnymi otkhodami i o vnesenii izmeneniy v otdel'nye zakonodatel'nye akty Rossiyskoy Federatsii" (s izmeneniyami na 21 dekabrya 2021 goda). "Kodeks" Electronic Collection of Legal and Regulatory and Technical Documentation. URL: <https://docs.cntd.ru/document/902288595> (In Russ.).
14. Volkov V. G., Safronova N. N., Morozov F. T., et al. On the Challenge Associated with the Final Stage of Irradiated Graphite Management from Water-Graphite NPP Reactor Units. *Radioaktivnye otkhody=Radioactive Waste*. 2021;2(15):10–20. <https://doi.org/10.25283/2587-9707-2021-2-10-20> (In Russ.).
15. Sorokin V. T., Pavlov D. I. The cost of Radwaste Disposal: a Foreign Assessment. *Radioaktivnye otkhody=Radioactive Waste*. 2021;2(15):46–55. (In Russ.).
16. Podzemnaya issledovatel'skaya laboratoriya v Nizhnepanskoy massive // NORWM ROSATOM. URL: <https://www.norao.ru/about/underground/> (In Russ.).
17. Prikaz Federal'noy sluzhby po ekologicheskomu, tekhnologicheskomy i atomnomu nadzoru ot 25.06. 2015 № 243 "Ob utverzhdenii federal'nykh norm i pravil v oblasti ispol'zovaniya atomnoy energii "Sbor, pererabotka, khraneniye i konditsionirovaniye tverdyykh radioaktivnykh otkhodov. Trebovaniya bezopasnosti". "Kodeks" Electronic Collection of Legal and Regulatory and Technical Documentation. URL: <https://docs.cntd.ru/document/420285869> (In Russ.).
18. Pavlyuk A. O., Kotlyarevskiy S. G., et al. Analysis of capability of reducing potential hazard of radioactive waste under thermal treatment. *Izvestiya Tomskogo politekhnicheskogo universiteta. Inzhiniring geoesursov=Bulletin of the Tomsk Polytechnic University. Geo Assets Engineering*. 2017;328(8):24–32. (In Russ.).
19. LaBrier D., Dounzik-Gougar M. L. Identification and location of ¹⁴C bearing species in thermally treated neutron irradiated graphite NBG-18 and NBG-25: pre and post thermal treatment. *Journal of Nuclear Materials*. 2015;460:174–183.
20. Smith T. E., McCrory S., Dounzik-Gougar M. L. Limited oxidation of irradiated graphite waste to remove surface carbon-14. *Nuclear Engineering and Technology*. 2013;45(2):211–218.
21. Dounzik-Gougar, M. L., Smith T. E. Removal of carbon-14 from irradiated graphite. *Journal of Nuclear Materials*. 2014;451:328–335.
22. Chartier A., Brutzel L. V., Pannier B. Atomic scale mechanism for the amorphisation of irradiated graphite. *Carbon*. 2015;91:95–407.
23. Kane J. J., Karthik C., Ubic R., et al. An oxygen transfer model for high purity graphite oxidation. *Carbon*. 2013;59:49–64.
24. Vulpius D., Baginski K., Kraus B., et al. Thermal treatment of neutron-irradiated nuclear graphite. *Nuclear Engineering and Design*. 2013;265:294–309.
25. LaBrier D., Dounzik-Gougar, M. L. Characterization of ¹⁴C in neutron irradiated NBG-25 nuclear graphite. *Journal of Nuclear Materials*. 2014;448:113–120.
26. Chi S.-H., Kim G. C. Effects of air flow rate on the oxidation of NBG-18 and NBG-25 nuclear graphite. *Journal of Nuclear Materials*. 2017;491:37–42.
27. Theodosiou A., Jones A. N., Marsden B.J. Thermal oxidation of nuclear graphite: A large scale waste treatment option. *PLoS ONE*. 2017;12(8):1–19.
28. Lo I-H., Yeh T.-K., Patterson E. A., et al. Comparison of oxidation behaviour of nuclear graphite grades at very high temperatures. *J. of Nuclear Materials*. 2020;532:152054. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152054>
29. Lee J. J., Ghosh T. K., Loyalka S. K. Comparison of NBG-18, NBG-17, IG-110 and IG-11 oxidation kinetics in air. *Journal of Nuclear Materials*. 2018;500:64–71. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2017.11.053>
30. Frolov V. V., A. V. Kryuchkov, Yu. N. Kuznetsov, et al. *Vozmozhnost' szhiganiya obluchennogo grafita*

vyvodimykh iz ekspluatatsii yadernykh energoblokov. Atomnaya energiya=Atomic Energy. 2004;97(5):372–374.

31. Bredberi D, Meyson D. B. Radioactive graphite treatment process.1 RU Patent No. 2239899. 2004.

32. Romenkov A. A., Tuktarov M. A., Karlina O. A., Yurchenko A. Yu. Method of treating irradiated reactor graphite. RU Patent No. 2546981, 2015.

33. Dubourg M. Solution to Level 3 Dismantling of Gas-Cooled Reactors: the Graphite Incineration. Nuclear Eng. and Design. 1995;154(2):47–54.

34. Gay RL. Method for disposing of radioactive graphite and silicon carbide in graphite fuel elements. US Patent № 544950, 1995.

35. Romenkov A. A., Tuktarov M. A., Sinel'nikov L. P., Men'kin L. I. Method of radioactive carbon-containing waste treatment with catalytic combustion. 2008.

36. Romenkov A. A., Tuktarov M. A. Method for treating by flameless combustion of radioactive carbon containing substances. RU patent No. 2390862, 2010.

37. Oziashvili E. D., Egiazarov A. S. Razdelenie stabil'nykh izotopov ugleroda. Uspekhi khimii = Russian Chemical Reviews. 1989;58(4):545–565. (In Russ.).

38. Pigul'skiy S. V. Metod i apparatura dlya krupnomasshtabnogo protsessa lazernogo razdeleniya izotopov ugleroda: spetsial'nost' 01.04.01 – pribory i metody eksperimental'noy fiziki: avtoreferat dissertatsii na soiskanie uchenoy stepeni doktora tekhnicheskikh nauk. Pigul'skiy Sergey Viktorovich; Troitskiy institut innovatsionnykh i termoyadernykh issledovaniy. Troitsk, 2008. 36 p. (In Russ.).

39. Astakhov A. V., Barabanshchikov A. A., Baranov G. A., et al. Method for production high-concentration ¹³C isotope (options). RU patent No. 2144421, 2006.

40. Letokhov V. S. Lazernoe razdelenie izotopov. Atomnaya energiya=Atomic Energy. 1987;62(4):252–263. (In Russ.).

41. Aray S., Sugita K., Isomura S., Kaetsu H. Method of enriching the isotope carbon 13 by means of laser irradiation. US Patent No. 4941956, 1990.

42. Yamasaki M., Horita Y., Otsubo T., et al. Process for Enriching Carbon 13. US Patent No. 5085748, 1992.

43. Linge I. I., Kryshev I. I. Radioekologicheskaya obstanovka v regionakh raspolozheniya predpriyatii Gosudarstvennoy korporatsii po atomnoy energii «Rosatom». 2nd ed. Moscow, 2021. 555 p. (In Russ.).

44. UGLEROD-14: RAZRYADITE BOMBU! “Eternal Youth” Popular Science Portal. URL: <https://vechnayamolodost.ru/articles/drugienukiozhizni/ugleraz-bomgc> (In Russ.).

45. Demin S. N. Problema ugleroda-14 v Rayone PO “Mayak”. Voprosy radiatsionnoy bezopasnosti=General problems of radiation safety. 2000;(1):61–66.

46. Germanskiy A. M. Kriteriy vybora tekhnologii utilizatsii reaktornogo grafita. Advertising and news agency PProAtom. URL: <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=9435>. (In Russ.).

47. Federal'naya tselevaya programma «Mediko-sanitarnoe obespechenie sovremennogo etapa razvitiya yaderno-energeticheskogo kompleksa i drugikh osobo opasnykh proizvodstv v usloviyakh raketnogo, yadernogo i khimicheskogo razoruzheniya, a takzhe konversii i razrabotki novykh tekhnologiy v 1997-1998 godakh» (utv. postanovleniem Pravitel'stva RF ot 22 fevralya 1997 g. № 191). “Kodeks” Electronic Collection of Legal and Regulatory and Technical Documentation. URL: <https://docs.cntd.ru/document/9038930> (In Russ.).

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS

Vladimir V. Perelygin – Doctor of Medicine (MD), Professor, Head of the Industrial Ecology Department, Saint Petersburg State Chemical and Pharmaceutical University of the Ministry of Health of the Russian Federation, Saint Petersburg, Russia, pereligin@pharminnotech.com

Peter K. Kotenko – Doctor of Medicine (MD), Professor, Head of the Department of Life Safety, Extreme and Radiation Medicine, The Institute of Additional Professional Education «Extreme medicine», The Federal State Budgetary Institute «The Nikiforov Russian Center of Emergency and Radiation Medicine» The EMERCOM of Russia, Saint Petersburg, Russia, mil.med.kot@gmail.com

Alexandra G. Podboronova - Master Student, Saint Petersburg State Chemical and Pharmaceutical University of the Ministry of Health of the Russian Federation; Engineer of the 2nd category, Laboratory of Complex Technologies for the Separation of Isotopes and Fission Products, V. G. Khlopin Radium Institute, Saint Petersburg, Russia, podboronova.aleksandra@pharminnotech.com

Mikhail V. Zharikov – Master Student, Saint Petersburg State Chemical and Pharmaceutical University of the Ministry of Health of the Russian Federation, Saint Petersburg, Russia, zharikov.mihail@pharminnotech.com

Lyudmila V. Sklyarova – Master Student, Saint Petersburg State Chemical and Pharmaceutical University of the Ministry of Health of the Russian Federation, Saint Petersburg, Russia, sklyarova.lyudmila@spcpu.ru

The authors declare no conflicts of interests.

The article was submitted February 17, 2022; approved after reviewing March 15, 2022; accepted for publication March 18, 2022