



УДК 621.039.58

*М.Ю. Скрипова, А.О. Романова, В.В. Ирошников*

**ОБЕСПЕЧЕНИЕ ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ  
ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ  
ХРАНИЛИЩ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ,  
РАСПОЛОЖЕННЫХ НА ТЕРРИТОРИИ  
РЕАКТОРНОГО ЗАВОДА ФГУП «ГОРНО-ХИМИЧЕСКИЙ КОМБИНАТ»**

*М. Yu. Skripova, A. O. Romanova, V. V. Iroshnikov*

**ENVIRONMENTAL SAFETY DURING DECOMMISSIONING  
OF RADIOACTIVE STORAGE  
AT THE MINING AND CHEMICAL COMBINE REACTOR PLANT**

Рассмотрены варианты вывода из эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов, расположенных на территории реакторного завода Горно-химического комбината. Были выявлены основные проблемы, связанные с выводом из эксплуатации хранилищ промышленного уран-графитового реактора с учетом миграционных характеристик радионуклидов в различных средах. Основной целью научно-исследовательской работы было исключение потенциальной опасности и обеспечение надежной долговременной изоляции радиоактивных отходов от окружающей среды.

ХРАНИЛИЩЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ. ПРОМЫШЛЕННЫЙ УРАН-ГРАФИТОВЫЙ РЕАКТОР (ПУГР). ГОРНО-ХИМИЧЕСКИЙ КОМБИНАТ. ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ. ЦЕМЕНТИРОВАНИЕ.

This article has explored the options for solid radioactive wastes storage at the Mining and Chemical Combine reactor plant. The main problems of radioactive storage decommissioning were identified with a glance of the migration characteristics of radionuclides in different environment. The main goal of scientific and research work was to eliminate potential radiological hazards and to guarantee a long-term isolation of radioactive waste from the environment.

RADIOACTIVE WASTE STORAGE. URANIUM-GRAPHITE REACTOR SYSTEM. MINING AND CHEMICAL COMBINE. DECOMMISSIONING. CEMENTING.

На территории реакторного завода Федерального государственного унитарного предприятия «Горно-химический комбинат» расположены 4 хранилища твердых радиоактивных отходов (ТРО), подлежащие выводу из эксплуатации (5М, ЦЗ АДЭ-1, ЦЗ АДЭ-2, 6В). Они были спроектированы и построены в начале 60-х годов прошлого века. Все хранилища — это глубокие железобетонные шахты цилиндрического сечения диаметром около 7 м и глубиной 25 м.

Радиоактивные отходы (РАО) в хранилищах представляют собой отработанные технологические каналы, графитовые втулки, технологический инструмент, детали технологического тракта, сборки температурного контроля, которые загроужались в хранилища навалом.

В таблице приведены номенклатура и характеристика ТРО, находящихся в хранилищах ФГУП «ГХК».

Через 300 лет после распада радионуклидов, которые дают основной вклад в радиоактивность ТРО в настоящее время, основным ее источником в хранилищах будут  $^{14}\text{C}$  с периодом полураспада 5730 лет и  $^{239}\text{Pu}$ .

По расчетным оценкам удельная активность графитовых втулок может составлять примерно  $(1,0-2,0) \cdot 10^5$  кБк/кг по  $^{14}\text{C}$ .

$^{239}\text{Pu}$  содержится в отложениях на поверхности деталей, которые соприкасались с водой первого контура. Для могильников АДЭ-2 и 6В удельная активность отложений составляет от 1 до 550 кБк/кг. Для могильников 5М и АДЭ-1,

## Номенклатура и характеристика ТРО

Наименование параметра, ед. измерения	Значения параметра в четырех хранилищах			
	5М	ЦЗ АДЭ-1	ЦЗ АДЭ-2	6В
Объем хранилища, м <sup>3</sup>	865	375	375	475
Объем ТРО, м <sup>3</sup>	760	375	260	310
Степень заполнения, %	90	100	70	65
МЭД, мкЗв/ч	172,8	342	14760	15120
T <sub>1/2</sub> — период уменьшения МЭД, лет	18,1	5,3	5,27	4,7
Режим эксплуатации	Сухой			
Основные нуклиды	<sup>137</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr, <sup>14</sup> C, <sup>239</sup> Pu,	<sup>137</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr, <sup>14</sup> C, <sup>152,154,155</sup> Eu <sup>239</sup> Pu	<sup>137</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr, <sup>60</sup> Co, <sup>14</sup> C, <sup>239</sup> Pu,	<sup>137</sup> Cs, <sup>90</sup> Sr, <sup>14</sup> C, <sup>239</sup> Pu, <sup>241</sup> Am,
Период заполнения	1961–1967	1961–1973	1964–1992	1964–1986
Тип ТРО	Технологические каналы, графитовые втулки, детали технологического тракта, технологический инструмент			

куда утилизировались детали с проточных реакторов АД и АДЭ-1, эта цифра может быть на 3–5 порядков меньше.

В настоящее время хранилища ТРО не в полной мере обеспечивают радиационно-безопасное долговременное хранение твердых радиоактивных отходов и требуют решений по выводу из эксплуатации с рассмотрением оптимальных способов и методов обращения с накопленными твердыми радиоактивными отходами.

Главная цель при выводе из эксплуатации хранилищ ТРО — снижение потенциальной радиационной и экологической опасности.

Для решения этой проблемы авторами статьи в содружестве с коллективом выполнена научно-исследовательская работа, целью которой был выбор варианта обращения с твердыми радиоактивными отходами и временными хранилищами, расположенными на территории реакторного завода, при проведении работ по выводу из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) ФГУП «ГХК». Рассматривались три базовых варианта.

*Вариант 1 — ликвидация:* полное извлечение ТРО из хранилищ, их переработка и захоронение на полигоне ТРО ФГУП «ГХК» с разработкой технологической схемы извлечения ТРО и их транспортировки, приведение хранилищ в радиационно-безопасное состояние.

*Вариант 2 — захоронение:* перевод хранилищ в пункты захоронения особых радиоактивных отходов с разработкой технических мероприя-

тий, необходимых для приведения хранилищ в соответствие требованиям, предъявляемым к объектам окончательной изоляции радиоактивных отходов.

*Вариант 3 — выдержка и ликвидация:* выдержка ТРО в хранилищах для спада активности радионуклидов, переработка и захоронение на полигоне ТРО ФГУП «ГХК» (при невозможности или нецелесообразности переработки), приведение хранилищ после извлечения ТРО в радиационно-безопасное состояние.

Выбор системы обращения с накопленными ТРО, а также экономически и технически приемлемого варианта обращения с ТРО и хранилищами базируется на определении классификации РАО, которое позволит оптимизировать схемы по обращению с РАО, а также связанные с этим издержки.

В настоящее время в соответствии со ст.4 Федерального закона №190-ФЗ от 11 июля 2011 года «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» [1] предусмотрено расширение классификации РАО, которое выделяет среди них особые (неудаляемые) РАО, т. е. РАО, извлечение которых технически невозможно или экономически нецелесообразно. Очевидно, что к таким могут быть отнесены ТРО, находящиеся на хранении в хранилищах 5М, ЦЗ АДЭ-1, ЦЗ-АДЭ-2 и 6В. В связи с этим далее рассмотрены вопросы безопасности для варианта «Захоронение».

При проведении работ по выводу из эксплуатации хранилищ ТРО должен быть обеспечен технологический контроль образующихся в процессе работы радиоактивных отходов и радиационный контроль на всех путях возможного распространения радионуклидов. Радиационный контроль — важнейшая часть обеспечения радиационной безопасности начиная со стадии проектирования радиационноопасных объектов.

Анализ безопасности проводился методом математического моделирования на весь период сохранения радионуклидами потенциальной опасности. Перед проведением расчетов были разработаны сценарии выхода радионуклидов из мест захоронения. Из всех возможных сценариев рассматривались только сценарии «естественного» выхода радионуклидов, т. е. такие, при которых этот выход осуществляется за счет молекулярной диффузии при целых и частично разрушенных инженерных барьерах.

Согласно НП-055–04 «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности» [2] целью обеспечения безопасности при захоронении РАО является их надежная изоляция, обеспечивающая радиационную безопасность человека и окружающей среды на весь период потенциальной опасности РАО.

Поскольку по варианту «Захоронение» пункт временного хранения ТРО приобретает статус пункта захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО), то (в соответствии с п. 2.4 [2]) он должен удовлетворять требованиям безопасности в период после его закрытия (постэксплуатационный период).

Для рассматриваемых хранилищ безопасность ПЗРО должна обеспечиваться за счет последовательной реализации концепции глубоко эшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения радиоактивных веществ в окружающую среду, а также системы технических и организационных мер по защите физических барьеров и сохранению их эффективности по защите персонала, населения и окружающей среды.

Для ПЗРО глубокого заложения естественные барьеры (вмещающие горные породы) служат основным барьером. Изолирующие (фильтрационные и сорбционные) свойства естественных

барьеров должны ограничивать миграцию радионуклидов при нарушении целостности инженерных барьеров.

Второе условие удовлетворения требованиям безопасности ПЗРО в постэксплуатационный период — о пределе индивидуального суммарного риска — в настоящее время трудно выполнимо, поскольку для анализа последствий маловероятных внешних воздействий и возможности сделать на его основе выводы необходима достаточно подробная и представительная статистическая информация о путях эволюции хранилищ ТРО и делокализации из них радионуклидов.

Поэтому сейчас можно говорить только о выполнении первого условия удовлетворения требованиям безопасности ПЗРО после его закрытия — непревышении установленной на захоронение квоты предела годовой эффективной дозы. Радиационная защита, создаваемая системой инженерных и естественного барьеров, должна обеспечивать такое качество изоляции отходов, при котором прогнозируемый уровень радиационного воздействия на население от захороненных РАО не будет превышать 0,01 мЗв/год [3]. Поскольку после закрытия ПЗРО единственным способом его радиационного воздействия на окружающую среду будет делокализация из него радионуклидов, в качестве критерия радиационной безопасности рассматривается непревышение объемной активности радионуклидов в конструкциях ПЗРО и окружающей геологической среде величины 0,1 от УВ [4]. Это значение как раз и соответствует указанной выше эффективной дозе. Необходимо отметить, что при оценке безопасности рассматривается только монофакторное воздействие радионуклидов, хотя в формировании дозы 0,01 мЗв/год одновременно участвуют все мигрирующие радионуклиды. При совместном присутствии в воде нескольких радионуклидов необходимо проверять выполнение условия

$$\sum (A_i / УВ_i) \leq 0,1,$$

где  $A_i$  — удельная активность  $i$ -го радионуклида в воде;  $УВ_i$  — уровень вмешательства для этого радионуклида.

В силу этого при решении вопроса о безопасности захоронения ТРО непосредственно в хранилищах необходимо иметь некоторый «запас прочности» для проводимых прогнозных расчетов.

В качестве математической модели использовалась модель переноса радионуклидов через многослойные пористые среды с учетом линейной равновесной сорбции и распада.

Для расчета распространения радионуклидов в конструкциях хранилищ ТРО и окружающей геологической среде использовалась математическая модель, основанная на решении нестационарного одномерного уравнения массопереноса для неоднородных сред. Коэффициенты уравнения математической модели являются кусочно-постоянными функциями, т. е. сохраняют постоянные значения внутри каждой среды расчетной области.

$$R \frac{\partial C}{\partial t} = -U \frac{\partial C}{\partial x} + \frac{\partial}{\partial x} \left( D \frac{\partial C}{\partial x} \right) - \lambda RC,$$

где  $C(x, t)$  — концентрация радионуклида в поровой влаге, Бк/м<sup>3</sup>;  $t$  — время, год;  $x$  — координата, м;  $\lambda$  — постоянная распада радионуклида, 1/год;  $U(x)$  — скорость фильтрации, м/год;  $D(x)$  — коэффициент дисперсии, м<sup>2</sup>/год;  $R(x)$  — коэффициент задержки радионуклида.

Поскольку в рассматриваемом случае делокализация радионуклидов из хранилищ ТРО происходит только за счет молекулярной диффузии, скорость фильтрации полагается равной нулю.

В качестве левого граничного условия выступает выражение

$$C(0, t) = C_0 e^{-\lambda t},$$

где  $C_0$  — начальное значение удельной активности (концентрации) радионуклида на границе области.

Правое граничное условие задается в виде равенства нулю потока концентрации радионуклидов на достаточно большом удалении от источника:

$$D \frac{\partial C}{\partial x} = 0, \quad x \rightarrow \infty.$$

Для численного решения записанного уравнения с граничными условиями использовался явный конечно-разностный метод.

Режим эксплуатации всех четырех хранилищ ТРО — сухой. Это означает, что основным механизмом переноса радионуклидов в материалах конструкций могильников и окружающей геологической среде является молекулярная диффузия при целых и частично разрушенных инженерных барьерах.

Для определения начальных условий миграции радионуклидов предлагается достаточно консервативный подход, суть которого сводится к следующему:

1. При переводе пунктов временного хранения ТРО в пункты захоронения радиоактивных отходов все свободное пространство могильников заливается высокопроникающим цементом. Таким образом, происходит омоноличивание ТРО по месту их нахождения.

2. Для определения начальной объемной активности радионуклидов в жидкой фазе используются данные о максимально возможной удельной активности радионуклидов в ТРО, а в качестве коэффициента перехода в жидкую фазу — коэффициент межфазного распределения радионуклидов для цемента.

3. Предполагается, что переход радионуклидов в жидкую фазу происходит мгновенно, т. к. используется линейная изотерма сорбции.

Согласно сделанным предположениям максимально возможная начальная концентрация (объемная активность) радионуклидов в жидкой фазе определяется через удельную активность радионуклидов в твердой фазе; они связаны между собой соотношением

$$C_T = K_d C_B,$$

где  $C_T$  — удельная активность в твердой фазе;  $K_d$  — коэффициент межфазного распределения в бетоне, м<sup>3</sup>/кг;  $C_B$  — объемная активность радионуклида в жидкой фазе.

Коэффициенты межфазного распределения радионуклидов в бетоне принимаются равными, м<sup>3</sup>/кг, следующим значениям [5, 6]: <sup>14</sup>C — 5,0; <sup>60</sup>Co — 0,1; <sup>90</sup>Sr — 0,001; <sup>137</sup>Cs — 0,01; <sup>152</sup>Eu — 0,05; <sup>239</sup>Pu — 0,1.

Сравнение полученных начальных объемных активностей радионуклидов в жидкой фазе с величинами их УВ по НРБ-99/2009 показало, что начальная объемная активность всех радионуклидов больше соответствующих значений 0,1 УВ [4]. Поэтому расчеты проводились для всех радионуклидов.

При оценке безопасности учитывались миграционные характеристики радионуклидов в различных средах — в бетоне строительных конструкций, стали внутренней облицовки хранилищ, окружающей хранилища геологической среде, а также рассматривались два режима функционирования могильников после проведения всех пред-

усматриваемых мероприятий по их консервации (омоноличивание цементным раствором):

режим нормальной эксплуатации, при котором предполагается, что все характеристики и параметры конструкций могильников и окружающей геологической среды сохраняются неизменными в течение всего периода прогноза — времени сохранения радионуклидами потенциальной опасности;

аварийная ситуация, при которой предполагается, что происходит ухудшение качества бетона стен могильников (бетон превратился в песок; в скальном грунте трещина, через которую сочится вода).

В результате проведенных расчетов по оценке безопасности технических решений по обращению с хранилищами 5М, 6В и ЦЗ реакторов АДЭ-1 и АДЭ-2 по варианту «Захоронение» получены следующие результаты:

из рассмотренных радионуклидов только  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{90}\text{Sr}$  при делокализации из ТРО могут выйти за пределы бетонных стен могильников;

продвижение указанных радионуклидов в окружающей могильники геологической среде с объемными активностями, равными 0,1 от УВ, даже при плохих защитных способностях бетона или при полном его разрушении ограничено величинами 10–20 см по глубине;

в течение времени сохранения радионуклидами потенциальной опасности безопасность всех четырех ПЗРО с точки зрения воздействия на население и окружающую среду гарантируется при всех режимах функционирования ПЗРО.

Проведенный анализ по критериям, представленным в [7], позволил выявить следующее:

незавершенность научных разработок и отсутствие принятой в отрасли программы по способам обращения с радиоактивно загрязненным графитом;

нецелесообразность перезахоронения графитовых втулок, активность которых определяется долгоживущим радионуклидом с периодом полураспада в тысячи лет, в специально предназначенных пунктах хранения, рассчитываемых обычно на 50 лет эксплуатации;

отсутствие в настоящий момент региональных могильников для РАО, содержащих долгоживущие радионуклиды;

гарантированное обеспечение на заданный срок надежной долговременной изоляции загрязненного радионуклидами реакторного оборудования от окружающей среды в скальном массиве при условии создания дополнительного барьера;

значительные материальные и финансовые затраты на приобретение стандартного и изготовление нестандартизованного оборудования, создание дополнительных объемов хранилищ РАО по вариантам «Ликвидация» и «Выдержка и ликвидация».

Сравнительный анализ трех вариантов вывода из эксплуатации хранилищ радиоактивных отходов показал, что реализация технических решений по варианту «Захоронение» экономически наиболее целесообразна, в то же время он в полной мере обеспечивает экологическую безопасность хранилищ ТРО. Поэтому в качестве приоритетного был выбран вариант «Захоронение», т. е. преобразование хранилищ РАО в пункт захоронения радиоактивных отходов.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Федеральный закон №190-ФЗ** от 11 июля 2011 «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».
2. **НП-055–04**. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности.
3. **СПОРО-2002**. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами СП 2.6.6.1168–02.
4. **НРБ-99/2009**. Нормы радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523–09.
5. **Vieno T., Nordman H., Taivassalo V.** Post-Closure Safety Analysis of a Rock Cavern Repository for Low and Medium Level Waste [Text].— Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle.— 1993. Vol. 17(2).— P. 139–159.
6. **Серебряков, Б.Е.** Расчет миграции радионуклидов из мест захоронения [Текст] / Б.Е. Серебряков // Атомная энергия.— 1995. Т. 79, вып. 5.
7. **Куликов, И.Д.** Вывод из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов [Текст] / И.Д. Куликов, В.Д. Сафутин, В.М. Симановский [и др.] // Атомная энергия.— 1999. Т. 87. Вып. 2.— С. 118–126.

## REFERENCES

1. **Federal Law №190-ФЗ** from 11.07.2011. «About radioactive waste processing and making changes in legislation of Russian Federation».
2. **Standards and rules НП-055–04**. Radioactive waste disposal. Principles, criteria and the main safety requirements.
3. **SORO-2002**. Sanitary regulations of radioactive waste processing СП 2.6.6.1168–02.
4. **NRB-99/2009**. Radiation safety standards. Sanitary regulations and standards СанПиН 2.6.1.2523–09.
5. **Vieno T., Nordman H., Taivassalo V.** Post-Closure Safety Analysis of a Rock Cavern Repository for Low and Medium Level Waste [Text].— *Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle*.— 1993.— Vol. 17(2).— P. 139–159.
6. **Serebryakov, B.E.** Calculation of radionuclides migration from waste disposal places [Text] // *Nuclear energy*.— 1995.— Т. 79, № 5.
7. **Kulikov I.D., Safutin V.D., Simanovskij V.M.** Uranium-graphite reactor decommissioning [Text] // *Nuclear energy*.— 1999.— Т. 87, № 2.

## СВЕДЕНИЯ ОБ АВТОРАХ/AUTHORS

**СКРИПОВА Марина Юрьевна** — инженер-проектировщик Восточно-Европейского головного научно-исследовательского и проектного института энергетических технологий; 197183, ул. Савушкина, 82, Санкт-Петербург, Россия; e-mail: skripova-marina@mail.ru

**SKRIPOVA Marina Yu.** — «VNIPIET»; 197183, Savushkina Str. 82, St.-Petersburg, Russia; e-mail: skripova-marina@mail.ru

**РОМАНОВА Анна Олеговна** — инженер-проектировщик Восточно-Европейского головного научно-исследовательского и проектного института энергетических технологий; 197183, ул. Савушкина, 82, Санкт-Петербург, Россия; e-mail: anna\_romanovva@mail.ru

**ROMANOVA Anna O.** — «VNIPIET»; 197183, Savushkina Str. 82, St.-Petersburg, Russia; e-mail: anna\_romanovva@mail.ru

**ИРОШНИКОВ Владимир Валентинович** — начальник бюро Восточно-Европейского головного научно-исследовательского и проектного института энергетических технологий; 197183, ул. Савушкина, 82, Санкт-Петербург, Россия

**IROSHNIKOV Vladimir V.** — «VNIPIET»; 197183, Savushkina Str. 82, St.-Petersburg, Russia