

## ОПЫТ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРОМЫШЛЕННОГО УРАН-ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА ЭИ-2 АО “ОДЦ УГР”

А.О. Павлюк<sup>1</sup>, С.Г. Котляревский<sup>1</sup>, Е.В. Беспала<sup>1,2</sup>, Е.В. Захарова<sup>3</sup>, В.М. Ермолаев<sup>3</sup>,  
А.Г. Волкова<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов, Северск, Россия, info@dnrc.ru

<sup>2</sup>Томский политехнический университет, Томск, Россия, bespala90@tpu.ru

<sup>3</sup>Институт физической химии и электрохимии, Москва, Россия, v.m.ermolaev@gmail.ru

## EXPERIENCE OF JSC “PDC UGR” EI-2 PRODUCTION URANIUM-GRAPHITE REACTOR DECOMMISSIONING

A.O. Pavliuk<sup>1</sup>, S.G. Kotlyarevsky<sup>1</sup>, E.V. Bespala<sup>1,2</sup>, E.V. Zakharova<sup>3</sup>, V.M. Ermolaev<sup>3</sup>, A.G. Volkova<sup>3</sup>

<sup>1</sup>JSC “Pilot and Demonstration Center for Decommissioning of Uranium-Graphite Nuclear Reactors”, Seversk

<sup>2</sup>Tomsk polytechnic university, Tomsk, Russia

<sup>3</sup>Frumkin’s Institute of Physical Chemistry and Electrochemistry, RAS, Moscow

The paper describes experience of EI-2 Production Uranium-Graphite Nuclear Reactor decommissioning. The results of a void-free filling technology application for the reactor space cavities were demonstrated, which had been developed during the uranium-graphite nuclear reactors decommissioning at the JSC “PDC UGR” site. The technologies provide means for creating engineered geological barriers and preventing radionuclides release from the burial site into the environment during 10 000 years.

Согласно “Концепции вывода из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов по варианту радиационно безопасного захоронения на месте”, утвержденной 28.12.09, обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации ПУГР осуществляется путем надежной изоляции РАО на территории размещения ПУГР, обеспечивающей радиационную безопасность персонала, населения и окружающей среды на весь период потенциальной опасности РАО. При реализации данной концепции непосредственно для основных конструкций реакторных установок (графитовая кладка, несущие металлоконструкции, биологическая защита), относящихся к категории особых РАО и не подлежащих демонтажу и удалению, выполнение указанных требований возможно только при условии создания дополнительных барьеров безопасности, обеспечивающих надежную изоляцию радионуклидов, содержащихся в материалах и конструкциях захораниваемых реакторных установок. Система захоронения РАО в случае вывода из эксплуатации УГР – это совокупность природно-геологических образований (вмещающие и покрывающие породы), шахты УГР и приреакторных помещений (объект захоронения), захораниваемых РАО (облученный графит – основной источник активности) и создаваемых инженерных барьеров безопасности. Данный подход позволяет решить проблемы радиоактивных графитовых отходов [1].

В облученном графите присутствуют продукты активации, основными из которых являются: <sup>3</sup>H, <sup>14</sup>C, <sup>36</sup>Cl, <sup>59</sup>Ni, <sup>55</sup>Fe, <sup>60</sup>Co, продукты деления <sup>137</sup>Cs, <sup>90</sup>Sr, изотопы U, Am, Cm, <sup>237</sup>Np, и это не полный перечень. Графитовые блоки имеют объемное загрязнение, сформировавшееся за счет активации микропримесей, и поверхностное загрязнение, являющееся последствием аварийных ситуаций. В основном в жидкую фазу при контакте с грунтовыми водами переходят радионуклиды, образующие поверхностное загрязнение. Степень выщелачивания

минимальна для радионуклидов активационного происхождения (<sup>14</sup>C, <sup>36</sup>Cl, <sup>59</sup>Fe) и максимальна для продуктов деления (<sup>137</sup>Cs, <sup>90</sup>Sr).

На протяжении последних лет на стадии подготовки к реализации проекта вывода из эксплуатации ПУГР ЭИ-2 АО “ОДЦ УГР” был проведен ряд научно-исследовательских, опытно-конструкторских и проектных работ, направленных на разработку и научное обоснование технологий создания барьеров безопасности при реализации варианта радиационно безопасного захоронения ПУГР на месте. В результате были разработаны: состав и технология подготовки материала создаваемых барьеров безопасности; проект создания пункта консервации; технологии бесполостного заполнения пустот барьерным материалом в шахте реактора; технологии обращения с извлекаемыми РАО; системы контроля стабильности внутренних барьеров безопасности в пункте консервации и др.

Все разработки и проектные решения были реализованы АО “ОДЦ УГР” на остановленном промышленном уран-графитовом реакторе. Опытный проект создания пункта долговременной консервации особых радиоактивных отходов завершен АО “ОДЦ УГР” на площадке размещения остановленного промышленного уран-графитового реактора (ПУГР) ЭИ-2 в сентябре 2015 г.

### Проект создания долговременного пункта консервации особых радиоактивных отходов на базе промышленного уран-графитового реактора ЭИ-2

Вывод из эксплуатации промышленного уран-графитового реактора ЭИ-2 путем создания пункта долговременной консервации с последующим переводом в пункт захоронения (рис. 1) основан на использовании комплексного подхода и гарантирует не превышение уров-

ней вмешательства на весь период сохранения потенциальной опасности изолируемых радионуклидов. Подход заключается в проведении полного демонтажа обеспечивающих систем и оборудования, усиления бетоном подреакторных пространств, бесполостного заполнения полостей шахты реактора и вспомогательных помещений барьерными материалами, демонтажа надземной части здания и создания инженерных барьеров над пунктом консервации (защитный экран) [2].

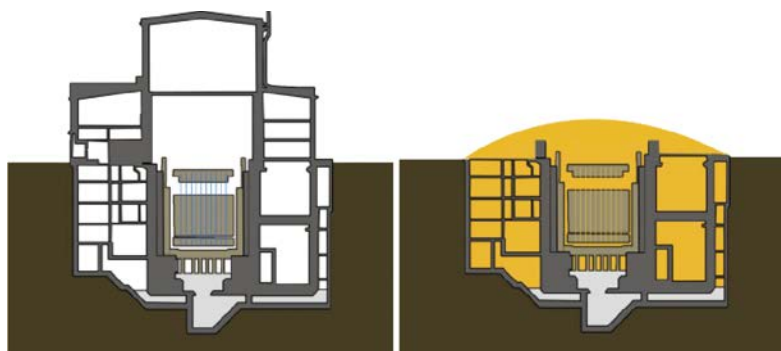
**Выбор материала для искусственных геотехногенных барьеров.** С учетом различия свойств радионуклидов (сорбируемые и несорбируемые) и времени сохранения потенциальной опасности долгоживущих радионуклидов (сотни и тысячи лет), очевидно, что барьеры, сооруженные в шахте ПУГР и приреакторных помещениях, должны обладать как противомиграционными, так и противофильтрационными свойствами. Коэффициенты диффузии радионуклидов в материале барьера при этом должны быть настолько малыми, чтобы уровень активности радионуклидов при выходе за пределы захораниваемого объекта не превышал соответствующие уровни вмешательства. Для достижения указанных целей потребуются создание дополнительных защитных барьеров, которые удовлетворяли бы вышеуказанным требованиям в случае вероятного обводнения изолируемых объектов.

Подбор материала, предполагаемого для использования при создании дополнительных барьеров безопасности, проведен по следующим критериям: неселективность при сорбции различных по химическим свойствам радионуклидов; отсутствие компонентов, способных повышать мобильность радионуклидов при эксплуатации барьера; низкая водопроницаемость; стабильность свойств барьера в течение периода эксплуатации; экологическая безопасность; низкие коэффициенты диффузии, высокая сорбционная способность по отношению к радионуклидам, в первую очередь, актинидам и долгоживущим  $^{14}\text{C}$  и  $^{36}\text{Cl}$ ; стабильность свойств на период сохранения потенциальной опасности РАО; отсутствие компонентов, способных повышать мобильность радионуклидов при эксплуатации барьера; стабильность свойств барьера в различных по уровню водонасыщенности породах; экологическая безопасность; достаточная несущая способность; доступность; экономическая обоснованность.

Кроме этого, материалы, используемые для создания геотехногенных барьеров, должны быть совместимы с геологической средой, окружающей захораниваемый УГР. В противном случае образуется неравновесная система, в которой начнутся процессы, направленные на достижение геохимического равновесия с геологической средой, в которой размещен объект, подлежащий захоронению. В результате данных процессов материал созданного барьера может утратить свои полезные свойства. Резуль-

таты исследований показали, что в большей степени данным требованиям удовлетворяют природные материалы – породы с повышенным содержанием глинистой составляющей. Исследования широкого спектра глинистых композиций привели к выводам, что материал на основе глин должен иметь следующие характеристики: механический состав, соответствующий глинам, содержание фракции с размером частиц  $<0,01$  мм более 50% масс; содержание фракции с размером частиц  $<0,005$  мм не менее 40% масс; емкость катионного обмена (ЕКО) более 20 мг-экв/100 г материала; коэффициент распределения изотопов Pu, Cs, U – более  $7 \cdot 10^2$  см<sup>3</sup>/г; фактор задержки не менее  $10^2$ ; содержание фракции с размером частиц  $<0,1$  мм не менее 80% масс. от общего количества материала; влажность не более 3–4% масс. Эти показатели обеспечивают получение практически водонепроницаемого материала при засыпке в навал и, соответственно, при уплотнении, а также получение сорбционно-активного материала по отношению к радионуклидам с разными химическими свойствами, присутствующими в облученном графите. Базируясь на указанных требованиях, был разработан композиционный состав барьерного материала на базе глин и минералов месторождений Сибирского региона. Для получения материала, соответствующего предъявляемым требованиям (степень обогащения, гранулометрический состав, насыпная плотность, влажность, реологические характеристики, механоактивация), создана линия производства глинистых смесей (сушильное оборудование, измельчительное оборудование, дозировочный узел). Каждая партия продукции контролировалась заказчиком АО «ОДЦ УГР» и ИФХЭ РАН (г. Москва). В результате был получен барьерный материал, самоуплотняющийся во времени до 1,6–1,8 г/см<sup>3</sup>, обладающий высокой сорбционной емкостью, практически водонепроницаемый. Немаловажное свойство, которым обладает данный материал – механоактивация (не образует холма) при засыпке в навал, что обеспечивает бесполостное заполнение замкнутых пространств сложной конфигурации.

**Технология бесполостного заполнения.** Положительные результаты работ по подбору барьерного матери-



**Рис. 1.** Этапы создания дополнительных барьеров безопасности при выводе из эксплуатации УГР по варианту радиационно безопасного захоронения на месте (на примере ПУГР ЭИ-2 АО «ОДЦ УГР»)

ла послужили основанием для разработки технологии бесполостного заполнения пустот в реакторном пространстве выводимых из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов АО «ОДЦ УГР». В качестве барьерного материала используются сухие смеси на основе глинистых пород после предварительного измельчения (помола).

Заполнение свободных пространств при создании дополнительных барьеров проводится с использованием различных схем подачи и уплотнения материала: в навал с последующим самоуплотнением, пневмоподача с последующим самоуплотнением, шнековая подача с принудительным уплотнением. Бесполостное заполнение пустот в шахте УГР осуществляется последовательно: заполнение пустот подреакторных опорных металлоконструкций; заполнение бокового пространства между кожухом УГР и баками боковой биологической защиты; заполнение ячеек УГР; заполнение пустот надреакторных конструкций [3]. В АО «ОДЦ УГР» проведена макетная отработка технологии бесполостного заполнения (рис. 2), состоящая из серии экспериментов по заполнению пространств различной геометрии и конфигурации имитаторов элементов конструкций УГР в объеме макетов с использованием оборудования, предлага-

емого для реализации данных технологических процессов на ПУГР ЭИ-2 АО «ОДЦ УГР».

При испытаниях отработана технологическая последовательность заполнения полостей, оптимизированы параметры оборудования, доказана возможность бесполостного заполнения пространств различной геометрии. Плотность созданного барьера внутри объема макета достигает величины 1,6–1,8 г/см<sup>3</sup>, что гарантирует водонепроницаемость барьера (необходимое значение – не менее 1,5 г/см<sup>3</sup>).

*Долговременный прогноз миграции радионуклидов.* С целью обоснования безопасности вывода из эксплуатации ПУГР ЭИ-2 по варианту радиационно безопасного захоронения на месте была проведена расчетная прогнозная оценка радиационного воздействия объекта, подлежащего захоронению, на население и окружающую среду. Прогнозные расчеты проведены с учетом реальных условий на площадке размещения захораниваемого на месте ПУГР ЭИ-2 и определенных в ходе исследований параметров и характеристик существующей системы барьеров безопасности и барьеров, созданных с использованием технологии бесполостного заполнения.



Рис. 2. Проведение макетных испытаний технологии бесполостного заполнения

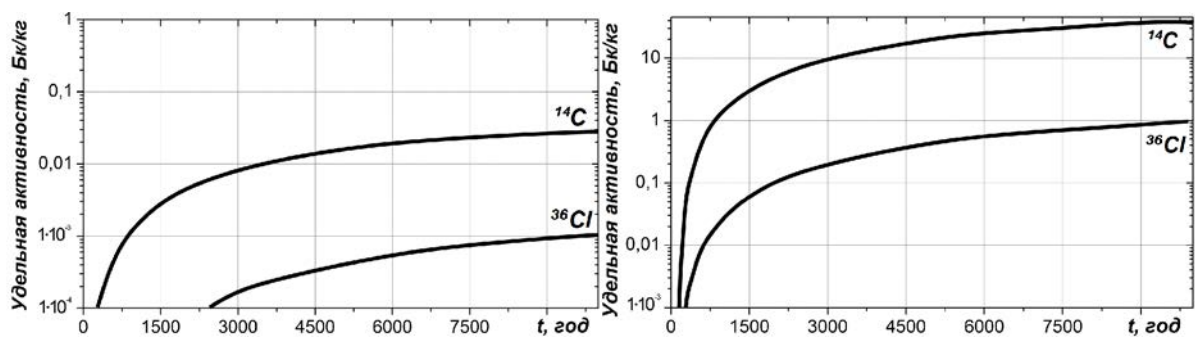


Рис. 3. Результаты расчетов прогнозного моделирования миграции <sup>14</sup>C и <sup>36</sup>Cl из пункта консервации ПУГР ЭИ-2. Прогноз динамики изменения удельной активности воды водопроницающей зоны в месте разгрузки в р. Томь (УВ <sup>14</sup>C = 240 Бк/кг УВ <sup>36</sup>Cl = 150 Бк/кг). Слева – сценарий нормальной эволюции; справа – альтернативный сценарий



**Рис. 4.** Создание дополнительных барьеров безопасности в шахте ПУГР ЭИ-2 (вид в центральном зале – слева, барьерный материал в полостях шахты реактора – справа)



**Рис. 5.** Внешний вид здания ПУГР ЭИ-2 до начала работ по выводу из эксплуатации в 2011 г. (слева); пункт консервация ПУГР ЭИ-2 по окончании работ в 2015 г. (справа)

В ходе исследований была разработана и реализована в программе Ecolого 5,0 математическая модель миграции радионуклидов из остановленного ПУГР ЭИ-2 по сценарию нормальной эволюции системы и по альтернативным сценариям.

По результатам моделирования можно сделать следующие выводы:

1. В части миграции радионуклидов через инженерные барьеры: прогнозируется миграция через инженерные барьеры при нормальном сценарии эволюции системы захоронения на весь период моделирования (10000 лет) следующих радионуклидов:  $^{14}\text{C}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^{59}\text{Ni}$ ,  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{210}\text{Pb}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{229}\text{Th}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{151}\text{Sm}$ ,  $^{154}\text{Eu}$ ,  $^{93}\text{Zr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{107}\text{Pd}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ,  $^{232}\text{Th}$ .
2. В части миграции радионуклидов за пределами инженерных барьеров до места разгрузки грунтового водоносного горизонта в р. Томь: прогнозируемая удельная активность для  $^{59}\text{Ni}$ ,  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{231}\text{Pa}$ ,  $^{227}\text{Ac}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{230}\text{Th}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{210}\text{Pb}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{229}\text{Th}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{151}\text{Sm}$ ,  $^{154}\text{Eu}$ ,  $^{93}\text{Zr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{107}\text{Pd}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ,  $^{232}\text{Th}$  незначительна (менее 10–3 Бк/кг) на данном расстоянии на весь период моделирования.
  - 1) Сценарий нормальной эволюции системы захоронения: не прогнозируется превышение  $\text{УВ}^{\text{ВОДА}}$

для  $^{14}\text{C}$ ; не прогнозируется превышение  $\text{УВ}^{\text{ВОДА}}$  для  $^{36}\text{Cl}$ .

- 2) Альтернативный сценарий эволюции системы захоронения (частичное разрушение инженерных барьеров – образование трещины в бетонном и глиняном барьерах площадью 1 м<sup>2</sup>): не прогнозируется превышение  $\text{УВ}^{\text{ВОДА}}$  для  $^{14}\text{C}$ ; не прогнозируется превышение  $\text{УВ}^{\text{ВОДА}}$  для  $^{36}\text{Cl}$ .
- 3) Альтернативный сценарий эволюции системы захоронения (поднятии уровня подземных вод): не прогнозируется превышение  $\text{УВ}^{\text{ВОДА}}$  для  $^{14}\text{C}$ ; не прогнозируется превышение  $\text{УВ}^{\text{ВОДА}}$  для  $^{36}\text{Cl}$ . Результаты расчета представлены на (рис. 3) [4].
3. Наибольший вклад в суммарную дозу для критической группы населения, проживающего в районе расположения остановленного ПУГР и приреакторных хранилищ РАО, при любых сценариях эволюции системы захоронения вносит потребление воды грунтового водоносного горизонта для питья.
4. Полученные оценки дозовых нагрузок на население показывают, что среднегодовая доза на население от основных дозообразующих радионуклидов ( $^{14}\text{C}$  и  $^{36}\text{Cl}$ ) не превысит 1 мкЗв/год, что соответствует установленному пределу в 10 мкЗв/год.

Реализация проекта вывода из эксплуатации ПУГР ЭИ-2. В качестве пилотного объекта для вывода из экс-

плутации по варианту радиационно безопасного захоронения на месте был выбран остановленный промышленный уран-графитовый реактор (ПУГР) ЭИ-2 АО “ОДЦ УГР”. За время непрерывной эксплуатации в течение 32 лет его конструкционные элементы накопили значительную радиоактивность. В ходе реализации проекта проведен полный демонтаж вспомогательного оборудования, конструкций, трубопроводов, технологических коммуникаций. Одновременно выполнялся сбор и удаление радиоактивных отходов, накопленных в процессе эксплуатации в технологических шахтах и бассейне выдержки. Демонтированное оборудование и извлеченные РАО в зависимости от материального состава, величины и характера радиоактивной загрязненности проходили дальнейшие стадии возможного обращения с ними: фрагментация, дезактивация, кондиционирование, отверждение, контейнеризацию и др. Подреакторное пространство, основание реактора ЭИ-2 до нижних металлоконструкций, вспомогательные помещения нижних отметок были заполнены бетоном. В шахте реактора инженерные барьеры безопасности были созданы с применением технологии бесполостного заполнения пустот барьерным материалом на основе описанных выше глиняных композиций (рис. 4). На первом этапе заполнялись пустоты в подреакторных опорных металлоконструкциях и боковое пространство между кожухом реактора и баками боковой биологической защиты. Далее засыпались сами технологические ячейки графитовой кладки. В завершение заполнялись пустоты надреакторных конструкций и вспомогательные помещения, в том числе транспортно-технологические емкости. Общий объем глинистых смесей, использованных для создания инженерных барьеров безопасности пункта консервации ПУГР ЭИ-2 составил ~40000 м<sup>3</sup>. Для реализации технологической схемы заполнения пустот барьерным материалом было выполнено большое количество проходок различной конфигурации в конструкциях реакторного оборудования и строительных конструкциях.

После дезактивации строительных конструкций был проведен демонтаж надземной части здания размеще-

ния ПУГР ЭИ-2 (рис. 5). Демонтаж осуществляли с помощью спецтехники для уменьшения разброса пыли от разрушаемых конструкций. На месте демонтированного здания на всей площади пункта консервации был создан многослойный инженерный барьер [5] (защитный экран, рис. 5).

### Заключение

В рамках мероприятий ФЦП “Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года” был успешно реализован опытный проект создания пункта долговременной консервации особых радиоактивных отходов на площадке размещения остановленного промышленного уран-графитового реактора (ПУГР) ЭИ-2 АО “ОДЦ УГР”. Разработанные технологические решения будут тиражированы на другие ПУГР при их выводе из эксплуатации.

### Литература

1. *The problems of utilizing graphite of stopped graphite-uranium reactors / A.A. Tsyganov, E.A. Komarov, S.G. Kotlyarevskiy et al. // Bulletin of the Tomsk Polytechnic University. – 2007. – [Vol.] 2. – P. 88–92.*
2. *Патент 2580819 Российская Федерация, МПК (2014.01) G21F7/00, G21C 1/16. Способ вывода из эксплуатации уран-графитового ядерного реактора / А.М. Измestьев, Е.В. Захарова, А.О. Павлюк, С.Г. Котляревский, Е.В. Беспала ; заявитель и патентообладатель АО “ОДЦ УГР”. – №2015105922/07; заявл. 21,02,2015; опубл. 10,04,2016, Бюл. №10.*
3. *Izmestiev A., Pavliuk A., Kotlyarevsky S. Application of void-free filling technology for additional safety barriers creation during uranium-graphite reactors decommissioning // Advanced Materials Research. – 2015. – Vol. 1084. – P. 613–619.*
4. *Талицкая А.В. Влияние характеристик и свойств инженерных барьеров на долговременную безопасность облученного графита // Материалы отраслевого совещания по проблеме обращения с облученным графитом уран-графитовых реакторов, 17–18 мая 2016, Северск.*