

В период с 25 по 27 сентября 2023 года в г. Томске на базе Томского политехнического университета при поддержке Государственной корпорации «Росатом» прошло отраслевое совещание по проблемам обращения с облученным реакторным графитом (ОСПОГ-2023).

Организаторами совещания выступили Томский политехнический университет (ТПУ), АО «ОДЦ УГР» и ФГУП «НО РАО».

Совещание открыл директор по государственной политике в области РАО, ОЯТ и ВЭ ЯРОО Госкорпорации «Росатом» Тинин Василий Владимирович. В ходе своего выступления он подчеркнул масштабность задачи по разработке стратегии вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов, необходимость поиска оптимальных решений и разработки новых технологий. Было отмечено, что научное сообщество вместе с эксплуатирующими организациями должно выработать стратегическую линию по решению проблемы обращения с облученным графитом.

На совещании в докладах сотрудников ведущих российских организаций, принимающих участие в работах по этой тематике (АО «Концерн Росэнергоатом», ФГУП «НО РАО», НИЦ «Курчатовский институт», АО «ОДЦ УГР», ТПУ, АО «РАОПРОЕКТ», ФГУП ПО «Маяк», ОДИЦ РБМК, Уральский институт ГПС МЧС России, АО «ЭКОМЕТ-С», ИФХЭ РАН, АО «СХК»), были представлены результаты научных исследований, выполняемых по широкому кругу вопросов, касающихся всего цикла работ, включая: демонтаж реакторов, характеризацию, паспортизацию, кондиционирование, контейнеризацию, хранение и захоронение графитовых РАО.

От ТПУ ряд докладов о текущей ситуации по решению проблемы облученного графита в РФ и за рубежом представил и. о. директора научно-исследовательского центра вывода из эксплуатации Павлюк А. О. Им были представлены результаты выполненных работ и дальнейшие

планы развития созданного в ТПУ при поддержке МГУ и ТВЭЛ научно-исследовательского центра вывода из эксплуатации, одной из лабораторий которого является лаборатория по обращению с облученным графитом.

В докладе заместителя директора АО «ОДЦ УГР» В. С. Загуменнова были представлены результаты выполнения отраслевой комплексной программы по обращению с облученным графитом в период 2015—2021 гг. Докладчик отметил, что в ходе реализации программы были получены значимые результаты по различным направлениям, включая совершенствование аналитической базы измерения трудноопределяемых нуклидов в облученном графите; исследование процессов выщелачивания из него долгоживущих радионуклидов; разработка и отработка технологий демонтажа конструкций уран-графитовых реакторов и др. Также были предложены направления исследований, которые должны быть включены в новую комплексную программу.

Заместителем директора Департамента инженерной поддержки — начальником отдела АО «Концерн Росэнергоатом» Корнюшкиной О. В. были представлены подходы к обращению с облученным реакторным графитом, применяемые в АО «Концерн Росэнергоатом», включая создание системы обращения с такими РАО, их промежуточного хранения на АЭС с УГР. Среди основных проблем в докладе было отмечено отсутствие обоснования негорючести графита, контроль заполненности контейнеров (отсутствие пустот) и отсутствие технологии кондиционирования графита в виде пыли.

С докладом, посвященным разработке инновационных технологий для проектов вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС (в части обращения с облученным графитом УГР), выступил заместитель директора — директор по производству ОДИЦ РБМК Терехов К. А. В докладе были отмечены два основных направления,

включающих разработку технологии и робототехнического комплекса для демонтажа графитовой кладки и металлоконструкций РУ РБМК-1000, а также экспериментальное определение характеристик радиоактивного загрязнения облученного графита УГР АО «Концерн Росэнергоатом» радионуклидами «топливного» происхождения, в рамках которого должны быть опробованы и усовершенствованы методические подходы к обследованию кладок РБМК-1000.

Ряд докладов были посвящены результатам определения радиационных характеристик графита реакторов РБМК. Кочкин В. Н. (НИЦ «Курчатовский институт») представил доклад «Исследования радионуклидного состава облученного графита кладок РБМК-1000», в котором выполнен сравнительный анализ активностей основных дозобразующих гамма-излучающих радионуклидов в графитовых кладках РУ Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС.

Доклад с результатами исследований облученного графита реакторов Ленинградской АЭС представил и. о. руководителя группы НИОКР АО «ОДЦ УГР» Котляревский С. Г. В нем были представлены результаты исследований особенностей накопления  $^{14}\text{C}$  и  $^{36}\text{Cl}$  в графитовых кладках реакторов РБМК-1000 ЛАЭС-2 и ЛАЭС-3, представлена классификация РАО в виде графита РБМК-1000 для определения возможных вариантов их захоронения.

В совместном докладе ИФХЭ РАН, АО СХК и ООО «РАОПРОЕКТ» (Зубков А. А., АО «СХК») были представлены результаты моделирования миграции радионуклидов после консервации ПУГР И-1 АО «ОДЦ УГР», которая планируется путем создания дополнительных барьеров безопасности, подобных реализованным на ПУГР ЭИ-2. Докладчиком было отмечено, что даже при самых негативных и маловероятных сценариях удельная активность радионуклидов в объектах окружающей среды не превысит установленные законодательством предельные уровни.

В выводах доклада «Радиационная нагрузка на население при выходе радиоуглерода из приповерхностного хранилища с реакторным графитом» (Смирнова А. К., НИЦ «Курчатовский институт») было отмечено, что количество  $^{14}\text{C}$ , накопленного в графите реакторов АЭС РБМК (и всех УГР), а также и другие ядерные техногенные воздействия не способны изменить ситуацию с его содержанием в природе. Локальные эффекты от возможного воздействия приповерхностных захоронений графита на проживающее в окрестностях население незначительны.

По направлению обращения с облученным графитом перспективного высокотемпературного графитового реактора (ВТГР) был представлен доклад инженером-конструктором ОКБМ Бириным Д. С. на тему «Обращение с облученным графитом в проекте АЭТС с ВТГР и ХТЧ».

Кроме того, специалистами ООО «РАОПРОЕКТ» (Собко А. А.), АО «ЭКОМЕТ-С» (Катковым А. Э.), Уральского института ГПС МЧС (Титовым С. А. и Девяткиным Н. О.) были представлены доклады, посвященные вопросам переработки и захоронения реакторного графита и оценки поведения радионуклидов при его сжигании.

Первым заместителем директора филиала «Северский» ФГУП «НО РАО» Дудиным Е. П. была представлена информация о строительстве пункта приповерхностной изоляции РАО 3 и 4 классов в районе СХК. Были отражены обосновывающая нормативная база, этапы процесса создания пункта финальной изоляции, особенности и современный статус проекта.

По результатам совещания были определены наиболее перспективные направления исследований для разработки новой отраслевой программы по обращению с облученным графитом. Также намечены пути и темы взаимодействия между участниками для решения этой проблемы на отраслевом уровне.

Во время технических туров участники совещания посетили:

- строящийся пункт приповерхностной изоляции радиоактивных отходов, расположенный на площадке филиала «Северский» ФГУП «НО РАО» (рис. 1);



Рис. 1. Строящийся пункт приповерхностной изоляции радиоактивных отходов

- остановленный промышленный уран-графитовый реактор АДЭ-5 и пункт хранения ПУГР ЭИ-2 на площадках АО «ОДЦ УГР»;

- учебно-научный центр ядерного реактора ИРТ-Т ТПУ (рис. 2).



Рис. 2. Учебно-научный центр ядерного реактора ИРТ-Т ТПУ

При посещении промышленных площадок АО «ОДЦ УГР» участников совещания ознакомили с технологическими решениями по разборке графитовой кладки уран-графитовых реакторов, прошедшими практическую проверку на реакторе АДЭ-5. Им показали полномасштабные макеты по отработке технологий демонтажа кладки и созданию барьеров безопасности на основе глинистых материалов, продемонстрировали работу робототехнического комплекса МРК-28 (рис. 3), специально разработанного для проведения демонтажа кладки в условиях высоких радиационных полей. Участники технического тура посетили участок дезактивации радиационно

загрязненного демонтированного оборудования ПУГР термоабразивным методом, ознакомились с оборудованием и техническими характеристиками установки.



Рис. 3. Робототехнический комплекс МРК-28

В рамках технического тура в учебно-научный центр ТПУ были представлены лабораторная база, позволяющая выполнять необходимые исследовательские работы, в частности проведение измерений и экспериментов с образцами РАО, а также исследовательский реактор Томского политехнического университета бассейнового типа мощностью 6 МВт ИРТ-Т, который на сегодняшний день является единственным действующим вузовским ядерным реактором в России. ИРТ-Т включен в перечень уникальных научных установок страны.

Материал подготовили: А. О. Павлюк (ТПУ),  
Ю. Д. Тарасова (НО РАО),  
Т. В. Кан (ОДЦ УГР)