

Для моделирования изменений радиационной обстановки для различных вариантов демонтажа УГР был опробован объектно-ориентированный пакет программ GEANT 4, который позволяет разработать модели для прогноза изменений радиационной обстановки при демонтаже конструкций остановленного уран-графитового реактора, определить наиболее безопасные подходы демонтажа и заранее оценить эффективность компенсирующих мероприятий для ограничения роста МЭД выше допустимых уровней. При этом важное значение имеет возможность сравнения расчетных и экспериментальных данных для корректировки и верификации расчётных моделей.

В дальнейшем разработанные методические подходы могут быть использованы при демонтаже энергетических реакторов типа РБМК, АМБ и др.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Пат. 2679827 РФ. G21C 19/00 (2006.01). Способ демонтажа графитовой кладки ядерного реактора / А.Н. Бирюков, Ф.Е. Ермошин, С.Г. Котляревский, А.О. Павлюк, Е.С. Падерин, В.И. Семенихин, М.А. Туктаров, А.А. Шешин. Заявлено 12.03.2018; Опубл. 13.02.2019, Бюл. №5

ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДА НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОГО АНАЛИЗА РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА НА БАЗЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИРТ-Т

А.О. Павлюк¹, С.Г. Котляревский¹, Р.И. Кан¹, В.Г. Меркулов², Е.В. Чибисов², Д.В. Кабанов²

¹Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых реакторов,
Россия, Томской обл., Северск, Автодорога 13, зд.179А, 636000

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: pao@dnrc.ru

Начиная с конца 2018 г. в РФ начался поэтапный окончательный останов энергетических уран-графитовых реакторов типа РБМК (1 энергоблок Ленинградская АЭС) и ЭГП-6 (1 энергоблок Билибинской АЭС). В ближайшее десятилетие предполагается окончательный останов остающихся в настоящее время в эксплуатации десять РБМК (Ленинградская, Курская, Смоленская АЭС) и трех ЭГП (Билибинской АЭС).

В связи с этим актуализировались исследования активности радионуклидов в графите энергетических уран-графитовых реакторов. Важное значение при этом имеет точность оценок активности, что в дальнейшем влияет на классификацию графитовых РАО в соответствии с Постановлением правительства от 19 октября 2012 г. N 1069 и соответственно на выбор вариантов обращения с ними [1].

К настоящему времени разработаны и опробованы различные методов исследования радионуклидного состава графита [2]. При этом отмечается, что нейтронно-активационный анализ (НАА) обладает рядом преимуществ, связанных с более высокой точностью определения примесного состава графита (16 примесных элементов) и изотопов урана (²³⁵U и ²³⁸U). К наиболее значимым можно отнести возможность анализа таких примесей как Cl и Co, исследования распределения которых имеют фундаментальное значение. НАА является частью расчетного метода, который позволяет определить активность части нуклидов в графите при известных параметрах облучения.

Кроме высокой точности существенным преимуществом метода является возможность исследования необлучённых (соответственно нерадиоактивных) образцов графита из оставшихся после постройки реактора графитовых блоков, что крайне важно учитывая трудности отбора и доставки радиоактивных веществ в специализированные лаборатории (особенно из Билибинской АЭС).

Результаты, проведенного тестового облучения партий проб графита в экспериментальном канале реактора ИРТ-Т (г. Томск) подтвердили возможность прецизионного определения концентрации ряда примесей в графите. При этом дальнейшее совершенствование методических подходов на реакторе ИРТ-Т может позволить увеличить количество определяющих активность графита примесей и расширить перспективы применения исследовательского реактора типа ИРТ-Т для решения проблем графитовых радиоактивных отходов [3].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Дорофеев А.Н., Комаров Е.А., Захарова Е.В., Волкова А.Г., Мартынов К.В., Линге И.И., Иванов А.Ю., Уткин С.С., Павлюк А.О., Котляревский С.Г. К вопросу захоронения реакторного графита // Радиоактивные отходы. – 2019. – №2(7). – С. 18-30.
2. Бушуев А.В., Кожин А.Ф., Петрова Е.В., Зубарев В.Н., Алеева Т.Б., Гирке Н.А. Радиоактивный реакторный графит. - М.: НИЯУ МИФИ. - 2015. - 148 с.
3. Павлюк А.О., Котляревский С.Г., Беспала Е.В. и др. Перспективы применения исследовательского реактора типа ИРТ-Т для решения задач в рамках проблемы графитовых радиоактивных отходов // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2018. – № 1. – С. 87-98.

ВОЗМОЖНОСТЬ РЕАЛИЗАЦИИ ЗАМКНУТОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА НА БАЗЕ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

А.А. Прец, Ю.А. Калиновский

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г. Томск,

пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: prets.anatoly@gmail.com

В плане развития ядерной энергетики России до 2050 года указано, что «...основное направление утилизации избыточного оружейного плутония, как и плутония из облученного ядерного топлива, состоит в использовании смешанного уран-плутониевого топлива быстрых реакторов» и необходимо «...создание технологической базы для крупномасштабной атомной энергетики на быстрых реакторах естественной безопасности без ограничений по топливным ресурсам...».

В настоящее время в России большое внимание уделяется проекту «Прорыв», ориентированному на достижение нового качества ядерной энергетики, который консолидирует проекты по разработке реакторов большой мощности на быстрых нейтронах, технологий замкнутого ядерного топливного цикла, новых видов ядерного топлива и материалов. Реакторная установка БРЕСТ является одной из составных частей проекта «Прорыв».

Основными достоинствами данной установки служат низкое значение запаса реактивности и высокое значение коэффициента воспроизводства ядерного топлива, позволяющее обеспечивать кампанию ядерного топлива около 5 лет.

В работе произведена оценка возможности реализации замкнутого ядерного топливного цикла на уран-плутониевом нитридном топливе с обедненным ураном и энергетическим плутонием ($Pu^{238}/Pu^{239}/Pu^{240}/Pu^{241}/Pu^{242} = (1,2/68,3/23,2/3,1/4,2 \%)$).