

ПЛАЗМЕННАЯ ОЧИСТКА ОБЛУЧЕННОГО РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА ОТ РАДИОАКТИВНЫХ МИКРОПРИМЕСЕЙ

С.В. Макаревич, И.Ю. Новоселов, И.А. Ушаков
 Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
 Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30, 634050
 E-mail: inovoselov@tpu.ru

За время существования атомной энергетики в России и за рубежом накоплено порядка 250 000 тонн графитовых радиоактивных отходов (РАО) [1]. В настоящее время проблема обращения с облученным ядерным графитом частично решена для случая отнесения его к особым РАО и вывода реактора из эксплуатации путем создания пункта долговременной консервации особых РАО [2]. Однако эта технология ограничена в тиражировании и применима только для промышленных реакторов, что не позволяет полностью решить проблему графита.

Сложности в решении проблемы обращения с облученным графитом связаны с наличием в нем различных высокоактивных радионуклидов. В работе [3] приведены результаты исследования радиоактивного загрязнения втулок уран-графитового реактора. Установлено, что в состав загрязнителей входят активационные радионуклиды (^3H , ^{14}C , ^{55}Fe , ^{60}Co и др.), продукты деления (^{90}Sr , ^{106}Ru , ^{125}Sb , ^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{155}Eu и др.) и трансурановые элементы (^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm и др.). При этом основными неуглеродными загрязнителями, вносящими наибольший вклад в суммарную удельную активность, являются ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{90}Sr .

На данный момент существуют тенденции, направленные на разработку способов снижения активности графитовых отходов и скорости выщелачивания радионуклидов с поверхности графита. К таким способам относят сжигание, нагревание в низкотемпературной плазме, горячее изостатическое прессование, воздействие микроволновым излучением, термическая деструкция, химическая и реагентная дезактивация (в том числе в расплавах солей) и др.

В работах [4, 5] была показана эффективность использования термических методов обработки графита в инертной среде, что обусловлено возможностью селективного удаления ^{137}Cs , находящегося на поверхности. В данной работе приводятся результаты верификации полученных расчетных данных.

На основании расчетов был создан экспериментальный стенд для изучения процессов, протекающих при плазменной переработке ядерного графита (рисунок 1).

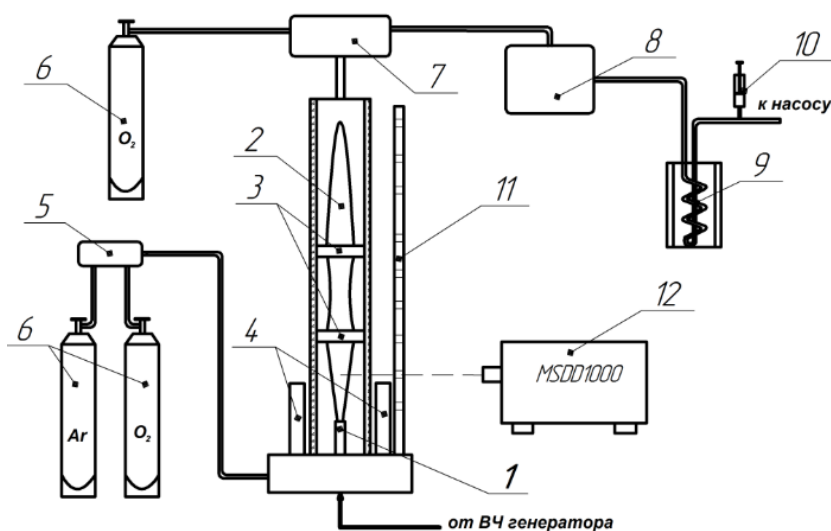


Рис.1. Схема плазмохимического стенда: 1 – электрод, 2 – факельный разряд, 3 – диафрагмы, 4 – магниты, 5 – газовый смеситель, 6 – баллоны с газом, 7 – окислитель, 8 – буферный объем, 9 – азотная ловушка, 10 – пробоотборник, 11 – диафрагма, 12 – монохроматор

Высоковольтное синусоидальное напряжение прикладывается к электроду из графита марки ГР-76, из которого изготавливались графитовые втулки для УГР. Плазмообразующая смесь подается тангенциально в нижнюю часть плазмохимического реактора. На область плазмохимической реакции

воздействуют магнитным полем, создаваемым двумя постоянными магнитами. Плазменный поток разогревает графитовый электрод, который начинает испаряться со скоростью 1–1,7 мг/мин. При этом образуется менее 30 мл СО с различными микропримесями на 30 л плазмообразующего газа. Спектрометрический анализ радионуклидов проводился с помощью спектрометрического комплекса Canberra. Результаты измерения представлены на рисунке 2.

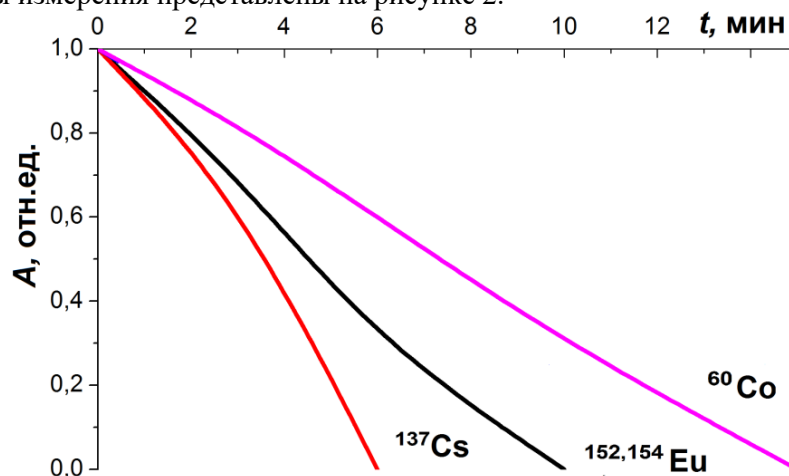


Рис. 2. Изменение активности различных радиоактивных загрязнителей при плазменной очистке облученного графита

Как видно из рисунка 2, радионуклид ^{137}Cs испаряется в течение первых 4 мин после начала процесса дезактивации облученного графита. Через 10 и 15 мин полностью удаляются $^{152,154}\text{Eu}$ и ^{60}Co соответственно. Возможно, что это связано с различием в физико-химических свойствах различных радиоактивных загрязнителей, а именно, в различие в температурах испарения и сублимации. Полученные результаты с большой точностью совпадают с расчетными данными, что говорит об адекватности разработанной ранее математической модели очистке облученного графита от радиоактивных микропримесей.

По результатам расчетных и экспериментальных работ были определены коэффициенты и степени извлечения различных радиоактивных микропримесей, находящихся в облученном графите, в зависимости от газодинамических параметров плазменного потока, термодинамических характеристик плазмообразующего газа, электрофизических параметров плазмы.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 16-38-00382мол_а.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Wickham A., Steinmetz H.-J., O'Sullivan P., Ojovan M.I. Updating irradiated graphite disposal: Project 'GRAPA' and the international decommissioning network // Journal of Environmental Radioactivity. 2017. V. 171. P. 34–40.
2. Pavliuk A.O., Kotlyarevskiy S.G., Bepala E.V., Zakarova E.V., Rodygina N.I., Ermolaev V.M., Proshin I.M., Volkova A.G. Experimental simulation of the radionuclide behaviour in the process of creating additional safety barriers in solid radioactive waste repositories containing irradiated graphite // IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering. – 2016. – №142. – P. 1–7. doi: 10.1088/1757-899X/142/1/012040.
3. Бушуев А.В., Кожин А.Ф., Зубарев В.Н. и др. Возможность утилизации отработавших графитовых втулок реакторов СХК путем сжигания // Атомная энергия. 2003. Т. 94, № 2. С. 130–137.
4. Bepala E., Novoselov I., Ushakov I. Heat transfer during evaporation of cesium from graphite surface in an argon environment // MATEC Web of Conferences. – 2016. – Vol. 72. – P.1–5. DOI: 10.1051/mateconf/20167201011.
5. Беспала, Е.В., Павлюк А.О., Котляревский С.Г. Влияние газодинамики высокотемпературного потока на эффективность переработки ядерного графита // Альтернативная энергетика и экология. – 2015. – №23(187). – С.19–25.