

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВОЗМОЖНЫХ ХИМИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ РАДИОНУКЛИДОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ  
ПРИ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКЕ  
ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА

А.П. Павленко<sup>1,2</sup>, Д.О. Чубреев<sup>1</sup>, Е.В. Беспала<sup>1</sup>

<sup>1</sup>ФГУП «Горно-химический комбинат», Россия, г. Железногорск, ул. Ленина, д. 53, 662972

<sup>2</sup>Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Россия, г. Томск,  
пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: [moroziknastia94@mail.ru](mailto:moroziknastia94@mail.ru)

За время становления и развития атомной промышленности в мире было накоплено более 250 000 тонн графитовых радиоактивных отходов (РАО). На сегодняшний день для облученного ядерного графита, отнесенного к особым РАО или содержащегося в активной зоне реактора, существует технология захоронения путем создания пункта долговременной консервации. Однако во всех прочих случаях вопрос переработки и захоронения графитовых РАО остается открытым. Этой проблеме посвящено множество научно-исследовательских работ, в которых представлены подробные результаты исследования свойств и состава графитовых радиоактивных отходов.

Основная сложность в разработке метода дезактивации графитовых РАО заключается в том, что облученный графит обладает большим количеством индивидуальных особенностей. В работах [1, 2] показано, что помимо активационных радионуклидов, продуктов деления и трансурановых элементов по объему графита неравномерно могут быть распределены такие радионуклиды, как <sup>90</sup>Sr, <sup>106</sup>Ru, <sup>125</sup>Sb, <sup>133</sup>Ba, <sup>137</sup>Cs, <sup>154</sup>Eu, <sup>155</sup>Eu, <sup>241</sup>Am, <sup>243</sup>Am, <sup>244</sup>Cm,  $\Sigma$ U,  $\Sigma$ Pu.

В качестве одного из возможных вариантов снижения потенциальной опасности графитовых РАО целесообразно рассмотреть способ электрохимической дезактивации. Такое решение обусловлено тем, что часть графитовых РАО имеет преимущественно поверхностное загрязнение, в том числе, слабосвязанными со структурой графита продуктами деления, активации, а также актинидами. Кроме того, в работе [3] показано, что облученный реакторный графит имеет достаточно высокую для конструкционных материалов реактора пористость, достигающую 25 %, что позволяет раствору проникать внутрь материала при электрохимической обработке. В процессе такой обработки графита удаление радионуклидов происходит за счет их перехода в раствор в ионной форме. Это позволяет избежать образования дополнительных газообразных соединений, содержащих радиоактивные изотопы.

В работе представлены результаты экспериментов по исследованию образцов облученного ядерного графита одного из остановленных уран-графитовых ядерных реакторов методом спектрометрического анализа. Экспериментально подтверждено, что в состав реакторного графита входят такие радионуклиды, как <sup>55</sup>Fe, <sup>60</sup>Co, <sup>90</sup>Sr, <sup>106</sup>Ru, <sup>125</sup>Sb, <sup>133</sup>Ba, <sup>137</sup>Cs, <sup>154</sup>Eu, <sup>155</sup>Eu, <sup>241</sup>Am, <sup>243</sup>Am, <sup>244</sup>Cm. Исходя из этого, с помощью программы TERRA было проведено моделирование процесса электрохимической обработки реакторного графита. В качестве электролитических растворов были выбраны: дистиллированная вода, HNO<sub>3</sub>, H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>, H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>.

Определено, что в процессе электрохимической обработки облученного графита радионуклиды и их соединения способны вступать в химические взаимодействия с ионами дезактивирующего раствора, образуя при этом нитриды, сульфиды, а также различные оксиды. В исключительных случаях возможно образование гидридов и хлоридов металлов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Pavliuk A.O., Zagummenov V.S., Kotlyarevskiy S.G., Bepala E.V. Thermodynamic Simulation of Equilibrium Composition of Reaction Products at Dehydration of a Technological Channel in a Uranium-Graphite Reactor // Thermal Engineering. – 2018. – V. 65. – № 1. – P. 51–56.
2. Wood C. Graphite Decommissioning Options for Graphite Treatment, Recycling, or Disposal, including a discussion of Safety Related Issues. Technical Report 1013091, 2006. 156 p.
3. Snead L.L., Contescu C.I., Byun T.S., Porter W. Thermophysical property and pore structure evolution in stressed and non-stressed neutron irradiated IG-110 nuclear graphite // Journal of Nuclear Materials. – 2016. – V. 476. – P. 102–109.