

получения потока тепловых нейтронов со стандартным спектром, описываемым распределением Максвелла. После остановки таких реакторов возникает проблема переработки облученного ядерного графита тепловых колонн с целью снижения удельной активности, входящих в его состав, радионуклидов. Общая масса тепловых колонн российских ИР составляет  $\approx 300$  т, во всем мире – около 1500 т. В связи с этим проблема обращения с облученным графитом является весьма актуальной.

Ранее были предложены и теоретически обоснованы способы высокотемпературной дезактивации облученного графита в низкотемпературной плазме [1,2]. Было показано, что в плазме достигаются температуры, при которых возможна очистка облученного графита от актиноидов, продуктов деления и активации за счет различия их физико-химических и термодинамических свойств. При этом целесообразно использовать в качестве теплоносителя инертные плазмообразующие газы, например, аргон или гелий. За счет воздействия высокотемпературного потока на поверхность графита происходит его испарение вместе с входящими в его состав радионуклидами. Дальнейшее селективное осаждение аргон-графитового плазменного потока в различных температурных зонах плазменного реактора приводит к пространственному разделению компонент.

В данной работе представлены результаты разработки экспериментального стенда для очистки облученного графита исследовательских реакторов в низкотемпературной неравновесной плазме на базе ВЧФР плазматрона. Проведены исследования на имитационных смесях стабильных изотопов. Показана возможность извлечения кобальта, цезия, стронция, европия и хлора из объема ядерного графита.

*Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 16-38-00382 мол\_а.*

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Бушуев А.В., Кожин А.Ф., Зубарев В.Н. и др. Возможность утилизации отработавших графитовых втулок реакторов СХК путем сжигания // Атомная энергия. Февраль 2003. Т.94 Вып. 2. С. 130–137.
2. Vespala 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.

#### ПРИМЕНЕНИЕ КАРБИДА БОРА В КАЧЕСТВЕ ПОГЛОТИТЕЛЯ ДЛЯ СТЕРЖНЕЙ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА БН-800 БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

И.С. Бибик, А.И. Вальцева

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

Россия, г.Томск, пр. Ленина, 30, 634050

E-mail: [ira.bibik.95@mail.ru](mailto:ira.bibik.95@mail.ru)

В настоящее время мировое сообщество реализует проект замыкания ядерного топливного цикла, и освоения критических и сверхкритических параметров в атомной энергетике, которые позволят разрешить проблему топливного голода, за счет переработки отработавшего ядерного топлива АЭС и использовать в дальнейшем нарабатанный в реакторах плутоний в качестве топлива.

Согласно энергетической стратегии РФ на период до 2020 года развитие атомной энергетики предусматривает введение в эксплуатацию реакторов на быстрых нейтронах БН-800 и БН-1200. С пуском реакторов такого типа связаны надежды на замыкание ядерного топливного цикла на основе сжигания оружейного плутония смешанным с ураном МОХ-топливом [1, с. 14].

Реактор БН-800 представляет собой двухцелевой реактор интегральной компоновки на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем, который предназначен для выработки тепловой энергии, с целью последующего ее преобразования в электрическую энергию в составе энергоблока, и наработки вторичного ядерного топлива [2, с. 3].

Исполнительные механизмы (ИМ) предназначены для работы в системе управления и защиты реактора совместно с рабочими органами управления реактивностью. Данные механизмы обеспечивают не только пуск реактора, но и автоматическое регулирование мощности, и перевод ее с одного уровня на другой, компенсацию выгорания топлива в активной зоне, а также плановую или аварийную остановку реактора.

Применение карбида бора в качестве поглотителя для стержней СУЗ реактора БН 800 обусловлено его высокими нейтронно-физическими и технологическими свойствами, удовлетворительной радиационной стойкостью, технической доступностью, хорошей изученностью его свойств и широкой применяемостью в реакторах на быстрых нейтронах.

К недостаткам карбида бора, которые могут влиять на ресурс, можно отнести его склонность к радиационному набуханию, растрескиванию, газовыделению и взаимодействию с оболочкой.

Проблема газовыделения из карбида бора гелия в результате  $(n, \alpha)$  реакции решена в стержнях СУЗ реакторов БН-600 и БН-800 путем применения негерметичных поглощающих элементов (ПЭЛ) с реакторным заполнением натрием внутренней полости ПЭЛ.

Результаты послереакторных исследований экспериментальных, опытных и штатных ПЭЛ данного типа показали, что растрескивание вкладышей карбида бора в процессе облучения не приводит к их фрагментации. В результате растрескивания происходит разгрузка вкладышей от возникающих напряжений. Извлеченные вкладыши, покрытые трещинами, остаются целыми. Осыпания карбида бора в зазор между вкладышем и оболочкой не отмечено. Несмотря на растрескивание, большинство вкладышей карбида бора при наличии натриевого подслоя сохраняют геометрию. Разрушение их по фрагментам происходит при вскрытии оболочек и при отмывке стержней от натрия и их длительном хранении в воде бассейна выдержки.

Распухание карбида бора под облучением в основном связано с накоплением в нём гелия и составляет: 0,5 % на 1 % выгорания бора для карбида бора с 80 % атомной долей изотопа  $^{10}\text{B}$  и 0,7 % на 1 % выгорания бора для карбида бора с естественным содержанием изотопа  $^{10}\text{B}$ .

Для исключения взаимодействия распухающего карбида бора с оболочкой и верхней и нижней заглушками ПЭЛ стержней СУЗ, ПАЗ выполнены с достаточными осевым (45 мм) и диаметральной (2 мм) зазорами [3].

Результаты послереакторных исследований, отработавших ПЭЛ показывают, что в негерметичных ПЭЛ с натриевым подслоем все же наблюдается взаимодействие карбида бора с оболочкой в виде борирования и науглероживания ее внутренней поверхности, но взаимодействие карбида бора с оболочкой не может заметным образом повлиять на работоспособность ПЭЛ и ограничивать ресурс стержней СУЗ.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Полтараков Г. И., Водянкин Р. Е., Кузьмин А. В. Замыкание ядерного топливного цикла в преодолении мирового дефицита энергоресурсов. Ч. 1. Современные оценки энергопотребления и энергоресурсов // Известия Томского политехнического университета. 2011. Т. 319. № 4. С. 13–16.
2. Асмолов В. Г. Российская ядерная энергетика сегодня и завтра // Теплоэнергетика. 2007. № 5. С. 2–6.
3. Публичные отчеты Госкорпорации «Росатом» за 2009-2012 гг. <http://www.rosatom.ru/investor/presentations/>.