



Рисунок. 1. Распределение потока нейтронов:

Как можно видеть из рисунка 1, поток нейтронов возрос во всех группах, кроме 23 и 25. Увеличение потока объясняется уменьшением концентрации U^{235} , приводящее к уменьшению макроскопического сечения деления, и необходимостью поддерживать постоянное значение мощности реактора. Уменьшение же потока в 2-ух группах происходит из-за накопления изотопов Pu, имеющих в этих группах большие резонансы.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кузнецов Ю.Н. Реакторная установка ВК-300 для региональной когенерационной энергетики / Ю.Н. Кузнецов, К.Э. Колесников // Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики. / под ред. акад. РАН А.А. Саркисова. – М.: Академ-Принт, 2015. Т. 2. С. 232–239.

О ВОЗМОЖНОСТИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

О.В. Мударисов¹, И.Ю. Новоселов², Е.В. Беспала³, С.В. Макаревич²

¹ООО «Ап Кварк»,

Россия, г. Томск, ул. Елизаровых, 40, 634012

²Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

³АО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов», Россия, г. Северск, ул. Автодорога 13, 179а, 636000

Начиная с 70-х годов прошлого века, во всем мире широко использовались исследовательские реакторы (ИР), служащие источником нейтронов для практических и научных целей. На сегодняшний день только в России действует более 20 исследовательских реакторов. Однако большая часть зарубежных реакторов такого типа остановлена и находится в процессе подготовки к выводу из эксплуатации или в процессе вывода из эксплуатации.

К конструкционным элементам большинства исследовательских реакторов и реакторов нулевой мощности относятся тепловые колонны, состоящие из особо чистого графита и предназначенные для

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 ≈ 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

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].