

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 облучённого 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 ($Pu^{238}/Pu^{239}/Pu^{240}/Pu^{241}/Pu^{242} = (1,2/68,3/23,2/3,1/4,2 \%)$).

Получены зависимости эффективного коэффициента размножения нейтронов при рециркуляции ядерного топлива при помощи аналитического метода (решение системы многогрупповых уравнений диффузии нейтронов) и пакета программ MSU.

Определено, что при рециркуляции ядерного топлива и подпиткой его обедненным ураном, реактор на быстрых нейтронах способен работать на протяжении более 10 циклов загрузок. Также стоит отметить, что при такой схеме работы реактора и рециркуляции топлива обеспечивается необходимый запас реактивности. Начиная с 5 цикла запас реактивности начинает расти и на 10 цикле практически выходит на стабильное (стационарное) значение. Масса обедненного урана для подпитки составляет около 1 тонны.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Dragunov, A., Saltanov, E., Bedenko, S., Pioro, I. A feasibility study on various power-conversion cycles for a sodium-cooled fast reactor / (2012) International Conference on Nuclear Engineering, Proceedings, ICONE, 5 (1), pp. 559–567.
2. Andrianova E. A., Davidenko V. D., Tsibul'skii V. F. Prospective fuel loads of reactors in a closed fuel cycle of nuclear power // Atomic Energy, Vol. 118, No. 5, September, 2015 (Russian Original Vol. 118, No. 5, May, 2015), pp 301–306.

ОЦЕНКА ИЗМЕНЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ТВС И ИХ АКТИВНОСТИ

И.Ю. Перминов, Н.В. Зенепрецов

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vanya.perminov2011@yandex.ru

В настоящее время в ядерной отрасли происходит очень быстрое развитие. Вслед за развитием самой отрасли возрастают и объемы ядерных отходов, которые требуют дальнейшей переработки, либо захоронения [1]. Используемые ныне конструкционные материалы ТВС, погружаемых в ядерных реактор, подвергаются воздействию мощного нейтронного излучения, в результате чего меняется изотопный состав стенок ТВС, что ведет за собой изменение как физических, так и химических свойств материала, а также, что немаловажно – происходит накопление радиоактивности, тем самым возрастает и время дислокации таких отходов в бассейнах выдержки возле АЭС, но зачастую эти бассейны переполняются отходами, в связи с тем, что выдержка отработавшего топлива занимает слишком много времени [2].

В качестве конструкционных материалов для ТВС используются легированные сплавы, такие, как: Э110, Э635, Э365 и многие другие [3]. Соответственно, различие изотопного состава порождает и различное поведение под действием нейтронного излучения, а также, активность таких сплавов может значительно отличаться после кампании ядерного топлива в реакторе [4].

Таким образом, целью работы являлось исследование и сравнение активностей конструкционных материалов ТВС после кампании реактора. Было определено какой сплав наиболее пригоден для использования в подобных условиях, а также, выявлен наиболее устойчивый к нейтронному облучению материал. В рамках работы использовался математический пакет Wolfram Mathematica. Работа позволила осуществить прогноз изменения изотопного состава и остаточной активности ТВС после её извлечения из зоны облучения, что необходимо для дальнейшего изучения радиационной стойкости циркониевых сплавов.