

ВЛИЯНИЕ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПРИ ЕГО РЕЦИРКУЛЯЦИИ НА ДЛИТЕЛЬНОСТЬ КАМПАНИИ ТОПЛИВА РЕАКТОРА БРЕСТ

Прец А. А., Калиновский Ю. А., Матвиенко М. А.

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет,
634050, г. Томск, пр-т Ленина, 30, e-mail: prets.anatoly@yandex.ru*

Актуальными задачами на данный момент являются повышение экономичности и безопасности АЭС. В том числе улучшение потенциала использования уранового ядерного топлива и решение вопроса с увеличением запасов ОЯТ. Одним из подходов к решению вопроса является концепция реактора БРЕСТ. Она подразумевает использование уран-плутониевого мононитридного топлива высокой плотности, в составе которого находятся обедненный урана и плутоний из легководных реакторов.

Проведен нейтронно-физический расчет активной зоны реактора БРЕСТ собранной из 169 гексагональных ТВС с твэлами диаметром 9,7 и 10,5 мм. Определен эффективный коэффициент размножения для системы с заданными граничными условиями, который составил $k_{eff} = 1,082$. Этот результат сопоставим с полученными в работах посвященных данной тематике [1].

Получено значение длительности кампании топлива, которое составило около 1500 эффективных суток. В конце кампании ядерного топлива из него удалялись продукты деления и проводилась подпитка в одном из вариантов только обедненным ураном, вторым — ураном и плутонием, такого же изотопного состава, как и при стартовой загрузке.

Определено, что при подпитке топлива изотопного состава на в конце кампании только обедненным ураном не обеспечивается достаточный запас реактивности, который удовлетворил требуемую длительность кампании ЯТ. При подпитке же ураном и плутонием изотопного состава стартовой загрузки этот параметр соответствует требуемому значению (1500 эффективных суток), в результате чего возможна реализация замкнутого цикла, при котором значения концентраций урана и плутония выходят к стабильному состоянию.

ЛИТЕРАТУРА

1. Bulkin S. Yu., Lemekhov V.V., Sila-Novitsky A.G., Smirnov V.S. Research and development for demonstration of fuel performance in the BREST-OD-300 core // IAEA technical meeting: Design, manufacture and in-pile behavior of fast reactor fuel (May 30 — June 3, 2011, Obninsk) — Obninsk, 2011. — pp. 75—81.