

тяжелой аварии быстрого натриевого реактора с активной зоной, в которой применен принцип высотного разделения топлива высокого обогащения слоем топлива с низким содержанием урана-235, предназначенным для воспроизводства делящихся веществ. Такая конфигурация, по замыслу разработчиков, вкупе с оптимизацией геометрии ТВС (уменьшение объемной доли натрия, малая высота ТВС и т.д.) позволит обеспечить отрицательный пустотный эффект реактивности в натрии [2].

В рамках подготовки экспериментов проведен комплекс работ, направленных на разработку конструкции внутрореакторных устройств, расчетное обоснование режимов их испытаний в ИГР, а также на решение сопутствующих технических задач.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Курчатov И.В., Фейнберг С.М., Доллежалъ Н.А. Импульсный графитовый реактор ИГР // Атомная энергия. – 1964. – Т. 17. – № 6. – С. 463-474.
2. Sciora P. et al. Low void effect core design applied on 2400 MWth SFR reactor // Proceedings of ICAPP. – Nice, France, 2011. – Paper 432757.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300

Р.В. Гизбрехт

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: gizbrehtroma@gmail.com

При реализации требований к крупномасштабной ядерной энергетике принципиальным становится вопрос о реализации замкнутого ядерного топливного цикла и регенерации топлива, так как длительность внешнего ядерного топливного цикла, определяемого технологиями производства свежего и переработкой облученного ядерного топлива, должна быть минимальной. Ввод быстрых реакторов в эксплуатацию на облученном топливе из тепловых реакторов, может снизить его количество в хранилищах примерно в 6 раз [1]. Тогда размножение плутония в быстрых реакторах теряет смысл, так как огромные количества плутония уже накоплены за время эксплуатации атомных станций.

Одним из наиболее перспективных, на сегодняшний момент, проектов является реакторная установка БРЕСТ-ОД-300, работающая в уран-плутониевом ядерном топливном цикле. Реактор БРЕСТ-ОД-300 позволит более эффективно использовать природный уран при совместном его использовании с отработавшим ядерным топливом легководных реакторов. Ядерная установка работает в режиме частичных ежегодных перегрузок топлива при очень малых изменениях реактивности активной зоны за энерговыработку в межперегрузочный интервал. Это обусловлено достаточно высокими значениями коэффициента воспроизводства ядерного топлива. Применение свинцового теплоносителя и плотного нитридного топлива позволит достичь большой плотности потока нейтронов и высокого показателя ядерной безопасности при эксплуатации реакторной установки.

Произведенные аналитические расчеты с удовлетворительной точностью подтверждают предполагаемые особенности реактора БРЕСТ-ОД-300 и дают оценочные значения эксплуатационных параметров его активной зоны.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Андрианова Е.А., Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф. Перспективные топливные загрузки реакторов для замкнутого топливного цикла ядерной энергетики. // Атомная энергия. – 2015. – Т.118. – №5. – С. 243–247.