

Основой технологии переработки ОЯТ на радиохимических заводах является PUREX-процесс, в котором экстракцию урана и плутония из водно-хвостовых растворов осуществляют трибутилфосфатом с использованием различных органических разбавителей (керосин, очищенные углеводороды и др.), которые под действием облучения теряют свою эффективность и превращаются в горючие отходы переработки ОЯТ (ГОП ОЯТ), для которых до сих пор нет эффективных технологий переработки кроме захоронения в глубоко залегающие пласты-коллекторы [1,2].

Оставшиеся после первого экстракционного цикла без урана и плутония водно-солевые отходы переработки ОЯТ (ОП ОЯТ), включающие продукты деления изотопа урана-235, изотопы плутония и ряд ценных металлов (РЗЭ, платиноиды), выпаривают, добавляют химические реагенты (силикаты, фосфаты, бораты) и направляют на операцию остекловывания с последующим захоронением [2,3]. К недостаткам применяемых технологий следует отнести многостадийность, необходимость в химических реагентах, высокие энерго- и трудозатраты.

Значительное снижение энергозатрат может быть достигнуто при совместной плазменной обработке ОП ОЯТ и ГОП ОЯТ в виде водно-солеорганических композиций (ВСОК) [4].

В работе представлены результаты теоретических и экспериментальных исследований процесса совместной обработки ОП ОЯТ и ГОП ОЯТ в воздушно-плазменном потоке в виде диспергированных ВСОК, обеспечивающие не только существенное снижение затрат электроэнергии на совместную плазменную обработку отходов (до 0,1 МВт·ч/т), но и дополнительное получение тепловой энергии (до 2,0 МВт·ч/т) для технологических нужд.

Результаты проведенных исследований могут быть использованы при создании технологии и оборудования для энергоэффективной совместной плазменной обработки ОП ОЯТ и ГОП ОЯТ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рябчиков Б.Е. Очистка жидких радиоактивных отходов. – М.: ДеЛи принт, 2008. – 512 с.
2. Кулагин В.А., Кулагина Т.А., Матюшенко А.И. Переработка отработавшего ядерного топлива и обращение с радиоактивными отходами // Journal of Siberian Federal University. Engineering and Technologies. 2013. – №6. – С. 123-149.
3. Туманов Ю.Н. Плазменные и высокочастотные процессы получения и обработки материалов в ядерном топливном цикле. – М.: ФИЗМАТЛИТ, 2003. – 760 с.
4. Karengin A. G., Karengin A. A., Novoselov I. Y., Tundeshev N. V. Calculation and Optimization of Plasma Utilization Process of Inflammable Wastes after Spent Nuclear Fuel Recycling // Advanced Materials Research. – 2014. – Vol. 1040. – P. 433–436.

НАПРЯЖЕНИЯ В МИКРОТОПЛИВЕ РЕАКТОРА В СПЕКТРЕ ЭПИТЕПЛОВЫМ НЕЙТРОНОВ

С.В. Беденко, В.В. Кнышев, А.И. Зорькин

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

E-mail: vyk28@tpu.ru

На сегодняшний день изучается возможность и целесообразность создания микротоплива (МТ) с кернами из оксида плутония, оксида урана, МОХ топлива, торий-содержащего топлива и других его видов. Применение торий-содержащего топлива может решить сложные задачи, в области повышения эффективности ядерной энергетики, так и проблем обращения с ОЯТ.

К настоящему времени опубликовано достаточно большое количество работ по исследованию МТ. Известно, что достижение больших выгораний в МТ представляет собой весьма сложную техническую

проблему [1-2], а повышение эффективности использования ядерного топлива и достижение сверхвысоких глубин выгорания существенно усложняет данную проблему.

В данной работе представлен топливный элемент, позволяющий существенно повысить эксплуатационную надежность МТ с покрытием BISO, за счет применяемых материалов, технологий его изготовления и конфигурации [3-4]. Предлагаемая топливная таблетка (ТТ) позволяет существенным образом повысить эффективность использования ядерного горючего. Рассмотренные покрытия микротоплива типа BISO в сравнение с существующими покрытиями типа TRISO имеют высокую эффективность удержания ГПД и компенсации распухания ТТ [3-4]. Приведены результаты компенсации напряжений, создаваемое продуктами деления при высоких и сверх высоких глубинах выгорания, в микротопливе [4]. В исследовании используются специализированные расчетные математические модели с подготовкой расчетных нейтронно-физических констант [5].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ponomarev-Stepnoy, N.N., Makarov, V.M., Ivanov, A.S., Belov, I.A., Rusinkevich, A.A., Lindemer, T., McEachern, D., Razvi, J. Evaluation of the thermodynamics of deep burnup HTGR fuel with plutonium kernels // Proceedings of the 4th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, HTR 2008 Vol. 1, 2009, P. 257-262
2. Ivanov, A.S., Rusinkevich, A.A. The kinetics of fission products release from microfuel taking into account the trapped fraction and limited solubility effects // Nuclear Engineering and Design Vol. 306, 2016, P. 47-51
3. Shamanin I, Chertkov Y, Bedenko S, Gubaydulin I 2015 Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design Adv. in Mater. Science and Eng. 2015 1–8
4. Shamanin I. V. , Grachev V. M. , Knyshev V. V. , Bedenko S. V. , Novikova N. G. Calculation evaluation of multiplying properties of LWR with thorium fuel // Journal of Physics: Conference Series. - 2017 - Vol. 781, Article number 012030. - p. 1-6
5. Bedenko S. V. , Jeremiah J. J. , Knyshev V. V. , Shamanin I. V. Analysis constants for database of neutron nuclear data // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. - 2016 - Vol. 135, Article number 012004. - p. 1-6.

ВЛИЯНИЕ НУКЛИДНОГО СОСТАВА ПЛУТОНИЯ В СТАРТОВОЙ ЗАГРУЗКЕ НА ЗНАЧЕНИЕ ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ БН-800

П.А. Комаров

Национальный исследовательский Томский политехнический университет,

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

e-mail:pak6@tpu.ru

Сегодня ядерная энергетика остается одним из самых перспективных и чистых источников энергии. Однако, несмотря на неоспоримые преимущества, в ядерной энергетике существуют и проблемы, одной из которых является проблема обращения, переработки и хранения облученного ядерного топлива.

В свою очередь, энергоблоки на быстрых нейтронах призваны существенно расширить топливную базу атомной энергетике и минимизировать радиоактивные отходы за счёт организации замкнутого ядерного топливного цикла. Наиболее актуальна на сегодняшний день концепция реактора БН-800 находящегося на площадке Белоярской АЭС.

В работе проведена оценка изменения нуклидного состава топлива. Определено, что кампания ядерного топлива составляет 600 эффективных суток, а выгорание ядерного топлива составляет 67 МВт·сут/кг, что подтверждается данными, представленными в работе [1] (максимальная проектная глубина выгорания 66 МВт·сут/кг). Помимо расчета изменения нуклидного состава топлива для стандартной загрузки, произведен аналогичный расчет для альтернативных загрузок, приведенных в работе [2]. Результаты расчета показывают