Расчет параметров ионно-термической технологии переработки отработанного ядерного топлива для атомной электростанции Балаково-2

© А.С. Петровская, А.Б. Цыганов

ООО „ИнноПлазмаТех“, Санкт-Петербург, Россия
E-mail: anita3425@yandex.ru

Поступило в Редакцию 30 апреля 2026 г.
В окончательной редакции 22 июля 2026 г.
Принято к публикации 23 октября 2026 г.

Решение мировой проблемы замыкания ядерного топливного цикла требует создания новых методов переработки отработанного ядерного топлива, альтернативных традиционной радиохимии. Нами разрабатывается ионно-термическая технология, исключающая образование жидких радиоактивных отходов и обеспечивающая селективное отделение урана от продуктов деления топлива. Изложены физические принципы технологии, представлены диапазоны рабочих параметров и результаты расчетов парциальных температур осаждения элементов топливной композиции водо-водяного энергетического реактора для атомной электростанции Балаково-2.

Ключевые слова: отработанное ядерное топливо, замыкание ядерного топливного цикла, ионно-плазменная технология переработки отработанного ядерного топлива, ионное и термическое распыление.

DOI: 10.61011/PJTF.2026.24.64021.9585k

Одна из наиболее актуальных задач мировой ядерной энергетики заключается в замыкании ядерного топливного цикла и разработке эффективных технологий переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ), объемы которого в мире составляют более 350 тыс. тонн, а в России — порядка 24 тыс. тонн. При этом ежегодно из реакторов российских АЭС выгружается примерно 650 тонн ОЯТ, а перерабатывается не более 15 % этого объема [1,2].

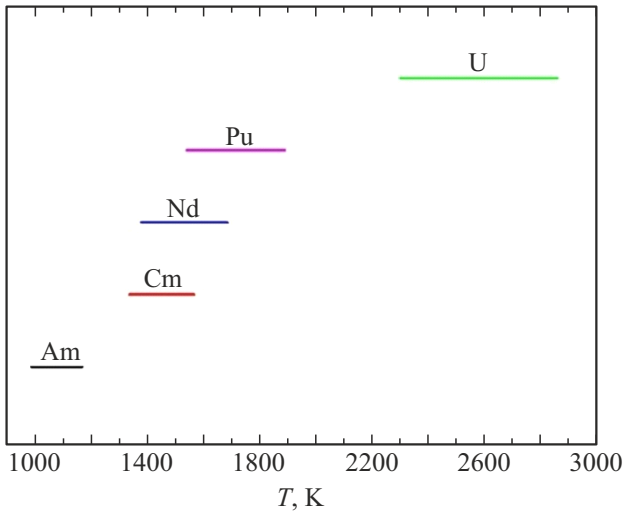
Переход к двухкомпонентной энергетике ставит задачу создания универсальных методов переработки, применимых к перспективному смешанному нитридному (СНУП) и оксидному (МОКС) топливу.

Существующие в настоящее время подходы к переработке ОЯТ включают радиохимические методы, в частности гидрометаллургическую технологию (PUREX-процесс) [3], сепарацию в плазменных центрифугах [4], разделение ионов по массе в электрических и магнитных полях [5]. Одним из ключевых недостатков радиохимических методов являются увеличение объема вторичных радиоактивных отходов, сложность и многостадийность процессов химического извлечения элементов ОЯТ (для удаления 40 элементов из продуктов деления нужно провести соответствующее число химических реакций). Использование плазменных центрифуг пока обеспечивает разделение ОЯТ только на две фракции элементов с массами в районе 150 и 240 a.m.u. [6], а технологии разделения ОЯТ в электрических и магнитных полях обладают низкой селективностью, вызванной процессами перезарядки ионов, столкновительной передачей возбуждения, влиянием объемного заряда и плазменных колебаний. Таким образом, разработка универсальных „сухих“ селективных технологий, применимых для различных типов ОЯТ (СНУП, МОКС), является стратегическим приоритетом для замыкания топливного цикла.

Нами предлагается принципиально новый подход для переработки ОЯТ — ионно-термическая технология, основанная на использовании ионного и термического распыления таблеток ОЯТ или их фрагментов в потоке инертного газа (аргон), при этом селективное разделение элементов отработанной топливной композиции осуществляется в диффузионной разделительной трубе, оснащенной вкладками, поддерживающимися при заданных значениях температур, соответствующих температурам насыщенных паров элементов для их раздельного осаждения. Элементы разделительного тракта (труба и вкладки) должны быть изготовлены из тугоплавких металлов (в частности, вольфрама и/или тантала). Диапазон температур каждой вкладки рассчитывается с учетом элементного состава топливной композиции и парциальных концентраций элементов в зависимости от типа топлива, типа реактора и условий его эксплуатации. Ранее нами были оценены диапазоны рабочих параметров ионно-термической технологии переработки ОЯТ: давление аргона ($0.1-1$ atm), скорость потока ($1-10$ m/s), плотность тока ($1-5$ A/cm^2), напряжение на разрядном промежутке ($100-1000$ V) [7]. Разряд зажигается между распыляемым фрагментом таблетки ОЯТ (катодом) и подводимым анодом или внутренней стенкой трубы [8,9]. Распыленные атомы ОЯТ поступают в поток инертного газа и далее осаждаются в диффузионном режиме на внутренних поверхностях съемных кольцевых вкладок, расположенных вдоль диффузионной разделительной трубы. Температура вкладок постепенно снижается вдоль по потоку инертного газа и поддержи-

вается с заданным продольным градиентом температуры за счет омического нагрева трубы. Преимуществом технологии является возможность переработки фактически любого типа ОЯТ (СНУП-, МОКС-топливо), поскольку ионно-термическое распыление таблетки ОЯТ может быть реализовано за счет подбора параметров зажигания разряда и технология исключает образование жидких радиоактивных отходов. Для расчета диапазонов температур осаждения элементов отработанной топливной композиции с учетом их парциальных давлений были выбраны данные расчета нуклидного состава выгружаемого ОЯТ из тепловыделяющей сборки (ТВС) № 1476 АЭС Балаково-2, содержащего радионуклиды U-235, 236, 238, Cm-242, 244, Am-241, 243, Nd-142, 143, 144, 145, 146, Pu-238, 239, 240, 241, 242 [10]. Алгоритм расчета парциальных давлений каждого радионуклида включает в себя учет его массового содержания в ОЯТ, атомные массы элементов топливной композиции при плотности потока распыленных радионуклидов 10^{19} atom/(cm$^2 \cdot$ s), плотности тока разряда $1-5$ A/cm^2 и скорости потока газа-носителя (аргон) 10 m/s. На основе значений парциальных давлений определялась температура T_1, при которой парциальная концентрация выбранного радионуклида в потоке распыленных элементов ОЯТ становилась равной концентрации насыщенного пара этого элемента по данным [11]. Диапазон температур осаждения каждого радионуклида определялся по уменьшению парциальной концентрации паров выбранного элемента в необходимое число k раз (в зависимости от запрашиваемой чистоты разделения) по сравнению с его начальной парциальной концентрацией в потоке газа. Например, чтобы извлечь из ОЯТ заданный радионуклид с чистотой на уровне не ниже 99 %, необходимо найти значение температуры T_2 при степени уменьшения парциальной концентрации $k = 100$ (парциальная концентрация паров этого элемента уменьшается в 100 раз) по сравнению с концентрацией паров при температуре T_1. Для нахождения температурных интервалов осаждения радионуклидов при требуемой чистоте (селективности) 99.9 % и 99.99 % необходимо определить значение температуры, при которой парциальная концентрация радионуклида уменьшается на три и четыре порядка соответственно. Для построения представленной на рисунке диаграммы, а также получения данных, приведенных в таблице, расчет температурных интервалов проводился для значения $k = 100$, что обеспечивает чистоту извлечения радионуклидов на уровне не ниже 99 %.

Таким образом, на основе выбранных диапазонов парциальных концентраций и температур насыщенных паров для каждого радионуклида ОЯТ можно определить температурные диапазоны кольцевых вкладок, обеспечивающие осаждение заданной доли радионуклидов ОЯТ. На рисунке приведена температурная диаграмма элементного разделения состава ОЯТ из ТВС № 1476 АЭС Балаково-2 [10], отображающая диапазоны температур осаждения радионуклидов. Парциальные давления, соответствующие данным температурным интервалам осаждения элементов, приведены в таблице. Из рисунка видно, что ионно-термическая технология позволяет отделить уран от продуктов отработанной топливной композиции. Для дополнительной очистки плутония, диапазоны температур осаждения которого перекрываются с диапазонами температур для неодима и частично для кюрия, может быть повторно применена технология ионно-плазменного разделения или, например, радиохимические методы, которые в данном случае могут быть использованы в условиях существенного сокращения необходимых радиохимических установок (по сравнению с переработкой исходного ОЯТ). Также наличие области перекрытия осаждения плутония и неодима может быть использовано для легирования фабрикуемого топлива. На рисунке продемонстрировано выделение америция в отдельную фракцию, что имеет решающее значение для переработки ОЯТ, так как этот нуклид является источником интенсивного альфа- и гамма-излучения, создающего высокую дозовую нагрузку на персонал. Кроме того, значительное тепловыделе-



Температурная диаграмма элементного разделения состава ОЯТ из ТВС № 1476 АЭС Балаково-2 при селективности разделения 99 % ($k = 100$). По оси абсцисс приведены значения температурных областей разделения каждого из элементов. Символы разделяемых элементов указаны в порядке возрастания значений температурных областей разделения.

Диапазоны парциальных давлений и температур элементов топливной композиции состава ОЯТ из ТВС № 1476 АЭС Балаково-2 при селективности разделения 99 % ($k = 100$)

Элемент	Диапазон давлений, atm	Диапазон температур, K
U	$3.5 \cdot 10^{-3} - 3.5 \cdot 10^{-5}$	2860–2300
Pu	$4.3 \cdot 10^{-5} - 4.3 \cdot 10^{-7}$	1890–1539
Am	$8.2 \cdot 10^{-7} - 8.2 \cdot 10^{-9}$	1166–984
Cm	$3.0 \cdot 10^{-7} - 3.0 \cdot 10^{-9}$	1566–1337
Nd	$3.0 \cdot 10^{-5} - 3.0 \cdot 10^{-7}$	1684–1379

ние америция ограничивает возможности компактного захоронения и изоляции радиоактивных отходов.

Таким образом, в работе рассмотрена проблема переработки ОЯТ и замыкания ядерного топливного цикла, для решения которой авторами разрабатывается ионно-термическая технология переработки ОЯТ, основанная на применении микроплазменного разряда в инертном газе-носителе для атомизации таблетки ОЯТ или ее фрагмента с последующим селективным разделением высокоактивных компонентов по элементному составу за счет дифференциации по температурам их насыщенных паров в диффузионной разделительной трубе. На основе модельных расчетов нуклидного состава выгружаемого топлива реакторов типа ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) показана возможность селективного отделения урана от сопутствующих продуктов отработанной топливной композиции. Отсутствие жидких радиоактивных отходов и разделение элементов топливной композиции ОЯТ в форме твердого осадка позволяет в перспективе реализовать концепт компактного технологического модуля на базе каскада диффузионных разделительных трубок, способного осуществлять высокоэффективную переработку конструкционных элементов и ядерного топлива гражданских энергетических установок малой и средней мощности в рамках распределенной атомной энергетики.

Конфликт интересов

Авторы заявляют, что у них нет конфликта интересов.

Список литературы

[1] Е.О. Адамов, Е.В. Муравьев, Энергетическая политика, № 1 (155), 34 (2021). DOI: 10.46920/2409-5516_2021_1155_34

[2] Н.В. Ковалев, Б.Я. Зильберман, Н.Д. Голецкий, А.Б. Синюхин, Изв. вузов. Ядерная энергетика, № 1, 67 (2020). DOI: 10.26583/npe.2020.1.07 [N.V. Kovalev, B.Ya. Zilberman, N.D. Goletskiy, A.B. Sinyukhin, Nucl. Energy Technol., **6**, 93 (2020). DOI: 10.3897/nucet.6.54624].

[3] А.Ю. Шадрин, К.Н. Двоеглазов, В.Б. Иванов, В.И. Волк, В.В. Шаталов, Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы, № 1 (76), 69 (2014).

[4] В.П. Смирнов, А.А. Самохин, Н.А. Ворона, А.В. Гавриков, Физика плазмы, **39** (6), 523 (2013). DOI: 10.7868/s0367292113050107 [V.P. Smirnov, A.A. Samokhin, N.A. Vorona, A.V. Gavrikov, Plasma Phys. Rep., **39** (6), 456 (2013). DOI: 10.1134/S1063780X13050103].

[5] Н.В. Астраханцев, В.М. Бардаков, Во Ньы Зан, Г.Н. Кичигин, Н.В. Лебедев, Вопросы атомной науки и техники. Сер. Плазменная электроника и новые методы ускорения, № 4 (7), 310 (2010).

[6] Г.Д. Лизякин, Н.Н. Антонов, Н.А. Ворона, А.В. Гавриков, С.А. Кисленко, С.Д. Кузьмичев, А.Д. Мельников, А.П. Ойлер, В.П. Смирнов, Р.А. Тимирханов, Р.А. Усманов, Физика плазмы, **49** (3), 278 (2023). DOI: 10.31857/S0367292122600832 [G.D. Liziakin, N.N. Antonov, N.A. Vorona, A.V. Gavrikov, S.A. Kislenko, S.D. Kuzmichev, A.D. Melnikov, A.P. Oiler, V.P. Smirnov, R.A. Timirkhanov, R.A. Usmanov, Plasma Phys. Rep., **48**, 1251 (2022). DOI: 10.1134/S1063780X22601912].

[7] А.С. Петровская, А.Б. Цыганов, Ядерная физика и инжиниринг, **15** (6), 624 (2024). DOI: 10.56304/S2079562924060265

[8] A.S. Petrovskaya, A.B. Tsyganov, S.V. Surov, A.Yu. Kladkov, Nucl. Eng. Des., **386**, 111561 (2022). DOI: 10.1016/j.nucengdes.2021.111561

[9] А.С. Петровская, А.Б. Цыганов, С.В. Суров, Д.А. Блохин, Вопросы материаловедения, № 4 (112), 199 (2022). DOI: 10.22349/1994-6716- 2022-112-4-199-211

[10] Н.В. Ковалев, А.М. Прокошин, А.С. Кудинов, В.А. Невиница, М.В. Никандрова, Н.Д. Голецкий, Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, № 1, 41 (2023).

[11] *Физические величины. Справочник*, под ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихов (Энергоатомиздат, М., 1991).