

РАЗДЕЛЕНИЕ И ПРИМЕНЕНИЕ ИЗОТОПОВ.
МАСС-СПЕКТРОМЕТРИЯ

УДК 533.9, 533.9.02, 533.9.03, 533.9.07, 621.039, 621.039.7

АТОМИЗАЦИЯ И ТРАНСПОРТ РАДИОНУКЛИДОВ В ПЛАЗМЕ
ИНЕРТНЫХ ГАЗОВ ДЛЯ ИОННО-ПЛАЗМЕННОЙ ТЕХНОЛОГИИ
ДЕЗАКТИВАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ ЯЭУ И ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

© 2024 г. А. С. Петровская^а, *, А. Б. Цыганов^а

^аЛаборатория физики плазмы, ООО “ИнноПлазмаТех”, Санкт-Петербург, 199034 Россия

*E-mail: anita3425@yandex.ru

Поступила в редакцию 11.04.2024 г.

После доработки 12.04.2024 г.

Принята к публикации 23.04.2024 г.

Статья посвящена решению актуальных проблем атомной энергетики: дезактивации и выводу из эксплуатации ядерных энергетических установок (ЯЭУ), “горячих камер”, оборудования для разделения изотопов, переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) для эффективного замыкания ядерного топливного цикла. Авторами рассматриваются физические принципы ионно-плазменной “сухой” технологии, разрабатываемой для решения указанных проблем, определены рабочие параметры технологии для дезактивации металлоконструкций ЯЭУ, реакторного графита и переработки ОЯТ: давление в потоке газа-носителя 0.1–1 атм., скорость потока инертного газа – носителя 1–10 м/с, плотность тока 1–5 А/см² при рабочем напряжении 100–1000 В. На примере переработки ОЯТ рассчитываются диапазоны парциальных давлений и температур осаждения элементов ОЯТ в процессе его разделения по элементному составу. В силу различия диапазонов температур конденсации каждого из элементов отработанного топлива демонстрируется очищение урана и плутония от большинства продуктов деления МОКС и СНУП отработанного топлива с чистотой не ниже 99%.

Ключевые слова: сухая дезактивация, металлоконструкции ядерных энергетических установок, вывод из эксплуатации, переработка отработанного ядерного топлива, разделение изотопов, СНУП и МОКС топливо, ионное травление-термическое разделение

DOI: 10.56304/S2079562924060277

ВВЕДЕНИЕ

Поиск технически эффективных и экономически целесообразных технологий дезактивации оборудования является крайне важной задачей не только для обеспечения текущего функционирования ЯЭУ, но и в связи с начавшимся выводом из эксплуатации реакторов РБМК. На сегодня из 17 таких установок в плановом порядке остановлено два реактора Ленинградской АЭС, два на Курской АЭС и два реактора АЭС “Игналина” (Литва, истрачено с 2004 г. более 1 млрд евро, но работы далеки от завершения). Также, например, в США начался вывод из эксплуатации Портсмутского газодиффузионного завода по обогащению урана в Огайо, при этом стоимость контракта сроком на 10 лет с компанией Fluor JV составила 5.87 млрд долларов США. Высокая стоимость работ обусловлена большими внутренними объемами оборудования и необходимостью использовать значительные объемы дезактивационных растворов по традиционным радиохимическим технологиям с неизбежным образованием большого количества вторичных радиоактивных отходов (РАО). Кроме то-

го, в мире накоплено более 260 тыс. тонн облученного графита, которые также ждут дезактивации и переработки, однако эффективных методов до сих пор не разработано [1–4].

Второй важной проблемой атомной энергетики является поиск эффективной технологии переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) и замыкания ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) [5]. Общий объем отходов ядерного топлива в мире составляет более 350 тыс. тонн при этом в России накоплено более 24 тыс. тонн ОЯТ. Ежегодно из реакторов российских АЭС выгружается примерно 650 тонн ОЯТ, при этом перерабатывается не более 15% этого объема [6]. Основу известных на сегодня подходов к переработке ОЯТ составляет радиохимия, в частности, гидрометаллургическая технология (PUREX-процесс) переработки ОЯТ. Недостатками данной группы методов (см. например, [7]) является значительное увеличение объема вторичных РАО за счет неизбежного образования химических соединений радионуклидов со стабильными атомами реагентов. В состав ОЯТ входят до 40 различных химических элементов

из продуктов деления, поэтому большую проблему представляет сложность и многостадийность процессов химического извлечения этих элементов, необходимость многочисленных радиохимических установок, а отсюда — высокая стоимость и экологическая небезопасность.

Другие направления в переработке ОЯТ предлагают использовать сепарацию в плазменных центрифугах [8] или разделение ионов по массе в электрических и магнитных полях [9]. Недостатки этих методов — сложные конструкции установок, недостаточная селективность и производительность из-за фундаментальных физических ограничений, связанных с перезарядкой ионов, столкновительной передачей возбуждения, влиянием объемного заряда и плазменных колебаний. В частности, в плазменных центрифугах на сегодня достигнуто разделение ОЯТ только на легкую М и тяжелую фракцию 2М, т.е. на две группы элементов с массами в районе 150 и 240 а.е.м. [10].

В настоящей статье предлагается принципиально новый подход для решения двух ключевых проблем атомной отрасли: для дезактивации и вывода из эксплуатации ЯЭУ, а также переработки ОЯТ предлагается ионно-плазменная технология с использованием газового разряда высокого давления (порядка атмосферного) в инертном газе (аргон) для атомизации материала-радиоактивных отложений на поверхностях металлоконструкций ЯЭУ или фрагментов ОЯТ, содержащего радионуклиды, последующей транспортировки расплывенных атомов в режиме диффузии и их конденсации на коллекторной поверхности, поддерживаемой при фиксированном значении температуры. Важно отметить, что атомизованные компоненты радиоактивных загрязнений или ОЯТ не образуют никаких химических соединений с инертным газом-носителем, поэтому вторичные радиоактивные отходы (РАО) не образуются.

ПРИНЦИПЫ ТЕХНОЛОГИИ И РЕЗУЛЬТАТЫ

Области применения разрабатываемой нашим научным коллективом ионно-плазменной технологии для дезактивации поверхности оборудования ЯЭУ при помощи плазменной распылительной ячейки [11, 12] могут быть расширены для обработки графитового блока (без разрушения его целостности) с габаритами $25 \times 25 \times 60$ см из кладки реактора РБМК с зажиганием плазменного разряда над всей поверхностью блока в специальной дезактивационной камере. При этом на порядок увеличивается производительность и обеспечивается дополнительный эффект прогрева блока в среде инертного газа (аргон) до необходимого значения температуры (порядка 2000 К) с целью обеспечения термодиффузии радионуклидов из объема блока на поверхность и их последующего

удаления, что обеспечивает новый уровень дезактивации облученного графита.

Вторым направлением применения принципов ионно-плазменной технологии является принципиально новый подход к проблеме переработки ОЯТ с отделением урана U и плутония Pu от продуктов деления на примере отработанного оксидного (МОКС) и смешанного нитридного (СНУП) топлива.

Новизна ионно-плазменной технологии переработки ОЯТ заключается в одновременном использовании процесса ионного травления — термического разделения (ИТ-ТР) таблетки или фрагмента таблетки ОЯТ плазменным разрядом в потоке инертного газа (например, аргон) с селективным разделением компонентов ОЯТ по элементному составу вдоль по потоку газа за счет дифференциации по температурам их насыщенных паров. Процесс ИТ-ТР реализуется [13] в диффузионной разделительной трубе с конически расширяющимися стенками из вольфрама, в которой устанавливаются съемные кольцевые секции (вкладыши). Труба имеет дополнительную внешнюю керамическую оболочку и монтируется в вакуумной камере для термоизоляции. В трубе создается поток рабочего газа (аргона), стенки трубы в области таблетки ОЯТ поддерживаются при температуре порядка 2800 К за счет омического нагрева, при этом температура уменьшается вдоль трубы за счет уменьшения мощности нагрева при увеличении толщины стенок трубы. При зажигании плазменного разряда катодом является атомизируемая таблетка ОЯТ или ее фрагмент, а заземленным анодом может служить перфорированный плоский электрод, изготовленный из тугоплавкого металла (например, тантала) и подводимый к катоду на расстояние ~ 1 мм, или внутренняя стенка диффузионной разделительной трубы. Распыленные атомы ОЯТ поступают в поток инертного газа и далее осаждаются в диффузионном режиме на внутренних поверхностях съемных кольцевых секций, размещенных вдоль диффузионной разделительной трубы. Температура секций постепенно снижается вдоль по потоку инертного газа и поддерживается с заданным продольным градиентом температуры за счет омического нагрева трубы, электрическое сопротивление на единицу длины которой заданным образом меняется в продольном направлении. Температурный диапазон каждой секции выбирается по температурам насыщенных паров химических элементов, входящих в ОЯТ, и с учетом их парциальных концентраций в ОЯТ в зависимости от типа топлива, типа реактора и условий его эксплуатации. Диапазоны рабочих параметров диффузионной разделительной трубы ИТ-ТР: давление в потоке газа-носителя 0.1–1 атм., скорость потока инертного газа — носителя 1–10 м/с, плотность тока 1–5 А/см² при рабочем напряжении 100–1000 В, которые определяют мощность, вы-

деляющуюся на таблетке ОЯТ. Варианты реализации технологии ИТ-ТР и ее рабочих параметров представлена нами в работе [14].

Предлагаемые нами “сухие” ионно-плазменные технологии атомизации и транспорта радионуклидов в разряде высокого давления в инертном газе применимы для широкого круга задач — от экономически и технически эффективного способа переработки ОЯТ до новых подходов к дезактивации ЯЭУ, “горячих камер” и оборудования по разделению изотопов. Данные технологии свободны от использования химических и водных растворов, что существенно сокращает объемы РАО, как минимум, в десятки раз по сравнению с традиционными радиохимическими методами. В частности, реализация технологии ИТ-ТР переработки ОЯТ “в один шаг и в одной установке”, а также отсутствие ЖРО, сокращают затраты на оборудование и численность персонала, что ведет к значительному сокращению стоимости переработки ОЯТ. Операционные расходы переработки 1 кг ОЯТ по технологии ИТ-ТР оцениваются нами в размере 20 долларов США, в то время как стоимость переработки 1 кг ОЯТ радиохимическими методами составляет от 700 до 2000 долларов США. Производительность одной разделительной диффузионной трубы, используемой в ИТ-ТР технологии, составляет 300 г/сут. Для достижения объема переработки ОЯТ 10 т/год непосредственно на АЭС можно установить в общую рабочую камеру до 100 разделительных диффузионных труб параллельно, при этом общая потребляемая мощность с единой термоизоляцией и системой охлаждения составляет порядка 75 кВт. Важно отметить и экологичность технологии, поскольку осаждение компонентов ОЯТ на поверхности системы съемных кольцевых секций—электродов коллекторов реализуется в виде твердого осадка, удобного для полезного использования или компактного захоронения, при этом селективность разделения элементов ОЯТ составляет не ниже 99%. В каждом конкретном случае для выбранного вида перерабатываемого ОЯТ (зависит от типа реактора и условий его эксплуатации) рассчитываются диапазоны температур осаждения составляющих химических элементов в зависимости от их парциальных концентраций на основе данных об элементном составе ОЯТ. Также, в качестве демонстрации возможности извлечения полезных радиоизотопов при использовании ИТ-ТР технологии для отработанного МОКС-топлива, нами показана возможность извлечения в твердой форме изотопа ^{90}Sr , который может быть использован для создания нового типа вакуумных бета-вольтаических батарей с высокой удельной выходной мощностью [15]. Для этого четыре секции диффузионной разделительной трубы поддерживаются омическим нагревом при различных диапазонах температур: $T_1 = (2800–2300)$ К, $T_2 =$

$(1400–1200)$ К, $T_3 = (1200–950)$ К, $T_4 = (700–600)$ К, при которых реализуется раздельное осаждение атомов урана U, плутония Pu, америция Am и стронция Sr. Следует отметить, что, в зависимости от элементного состава ОЯТ, диапазоны температур осаждения указанных элементов будут меняться.

Рассмотрим конкретные типы ОЯТ с известным элементным составом для расчета диапазонов температур осаждения элементов с учетом их парциальных давлений в потоке газа носителя в диффузионной разделительной трубе. Из известных экспериментальных данных о массовом содержании долгоживущих продуктов деления топлива для расчета парциальных давлений и диапазонов температур осаждения элементов ОЯТ нами были выбраны три вида топлива, различающиеся по элементному составу: СНУП топливо, облученное в реакторе БН-600 [16], МОКС топливо, облученное в реакторе ВВЭР-400 [17] и в реакторе ВВЭР-1000 [18]. Для расчета значений парциальных давлений было учтено массовое содержание отдельных элементов в ОЯТ, атомные массы элементов, а также плотность потока распыленных атомов 10^{19} см $^{-3}$ при плотности тока разряда $(1–5)$ А/см 2 и скорость потока газа-носителя (аргон) 10 м/с. Общая концентрация распыленных атомов при этом составляла порядка 10^{16} см $^{-3}$. Далее определялось значение температура T_1 , при которой парциальная концентрация выбранного химического элемента в потоке распыленных атомов ОЯТ становилась равна концентрации насыщенного пара этого элемента по данным [19], при этом начиналась конденсация (“выпадение” из потока) этого химического элемента на участке диффузионной разделительной трубы, имеющем значение температуры T_1 . Затем определялась температура T_2 разделительной трубы, при которой парциальная концентрация паров выбранного элемента уменьшается в k раз, по сравнению с его начальной парциальной концентрацией в потоке газа. Таким образом, на участке трубы между точками со значением температуры T_1 и T_2 сконденсируется $(1–1/k) \cdot 100\%$ атомов выбранного химического элемента. Чтобы достичь выделения выбранного химического элемента из состава ОЯТ, например, на уровне не ниже 99%, необходимо найти значение температуры T_2 , при которой парциальная концентрация паров этого элемента уменьшается в 100 раз по сравнению с концентрацией паров при температуре T_1 . То есть, по достижении точки трубы с температурой T_1 в потоке останется доля порядка 1% от первоначальной концентрации атомов, а остальные 99% сконденсируются на внутренней поверхности разделительной трубы. Аналогично можно оценить и температурные интервалы осаждения элементов при задании селективности выделения 99.9 и 99.99%, для этого необходимо найти соответствующий

Таблица 1. Элементный состав СНУП топлива, облученного в реакторе БН-600, диапазоны парциальных давлений и температур осаждения

Элемент	Массовое содержание, кг/тU	Диапазон парциальных давлений, мм рт. ст.	Диапазон температур конденсации, К
U	820.93	$2.83-2.83 \cdot 10^{-2}$	2800–2400
Pu	138.15	$4.7 \cdot 10^{-1}-4.7 \cdot 10^{-3}$	2100–1750
Zr	0.01	$9.0 \cdot 10^{-5}-9.0 \cdot 10^{-7}$	2300–2000
Mo	0.22	$1.9 \cdot 10^{-3}-1.9 \cdot 10^{-5}$	2600–2200
Pd	0.21	$1.6 \cdot 10^{-3}-1.6 \cdot 10^{-5}$	1700–1350
Rh	0.23	$1.8 \cdot 10^{-3}-1.8 \cdot 10^{-5}$	2150–1800
Nd	5.26	$3 \cdot 10^{-2}-3 \cdot 10^{-4}$	1750–1400
Am	0.238	$8 \cdot 10^{-4}-8 \cdot 10^{-6}$	1350–1050
¹⁴ C	0.07	$4 \cdot 10^{-3}-4 \cdot 10^{-3}$	2700–2350

Таблица 2. Элементный состав МОКС топлива, облученного в реакторе ВВЭР-440, диапазоны парциальных давлений и температур осаждения

Элемент	Массовое содержание, кг/тU	Диапазон парциальных давлений, мм рт. ст.	Диапазон температур конденсации, К
U	945.1	$2.83-2.83 \cdot 10^{-2}$	2800–2400
Pu	11.66	$3.4 \cdot 10^{-2}-3.4 \cdot 10^{-4}$	1750–1500
Am	0.21	$6.2 \cdot 10^{-4}-6.2 \cdot 10^{-6}$	1300–1050
Nd	4.46	$2.2 \cdot 10^{-2}-2.2 \cdot 10^{-4}$	1650–1400
Cs	3.41	$1.7 \cdot 10^{-2}-1.7 \cdot 10^{-4}$	430–350
Ce	3.58	$1.8 \cdot 10^{-2}-1.8 \cdot 10^{-4}$	1900–1700
Sm	0.88	$4.2 \cdot 10^{-3}-4.2 \cdot 10^{-5}$	1100–800
Eu	0.238	$1.3 \cdot 10^{-4}-1.3 \cdot 10^{-6}$	720–630

ющие температурные интервалы для каждого элемента на кривой “концентрация насыщенных паров/температура” при которых парциальные концентрации уменьшаются на три и четыре порядка для выбранных элементов, соответственно. Таким образом, на основе выбранных диапазонов парциальных концентраций и температур насыщенных паров для каждого элемента из состава ОЯТ можно определить температурный диапазон каждой съемной кольцевой секции, обеспечивающий осаждение заданной доли выбранного химического элемента ОЯТ.

В табл. 1–3 представлены данные об элементном составе разных типов ОЯТ по работам [16–18], рассчитанные нами парциальные давления каждого из элементов и диапазоны температур осаждения при селективности выделения не ниже 99%.

На рис. 1–3 представлены температурные диаграммы разделения ОЯТ по элементному составу на основании выполненных расчетов. Как видно из представленных диаграмм, в силу различия диапазонов температур конденсации каждого из элементов отработанного топлива, ИТ-ТР технология позволяет полностью разделить уран и плу-

тоний друг от друга, а также очистить U и Pu от большинства продуктов деления МОКС и СНУП отработанного топлива.

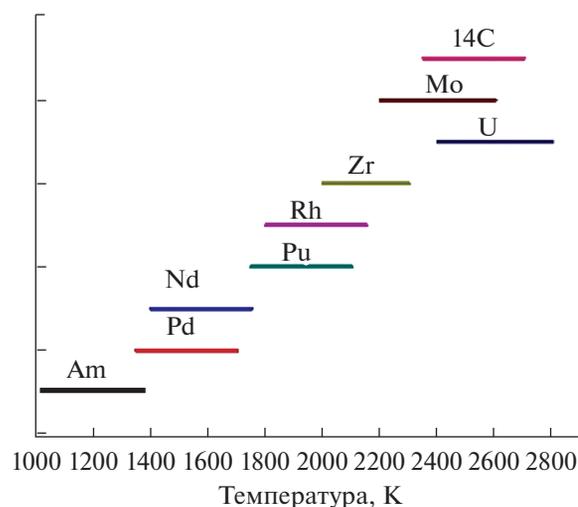
В частности, из рис. 1 видно, что температурные зоны осаждения урана и плутония имеют пересечения с температурными зонами осаждения некоторых продуктов деления, а именно, температурная зона осаждения урана U частично перекрывается температурными зонами осаждения углерода (включая изотоп ¹⁴C) и молибдена Mo. Аналогично наблюдаются и перекрытия зон осаждения плутония Pu с родием Rh и цирконием Zr, присутствующими в составе ОЯТ в незначительном количестве (см. табл. 1). Примеси родия Rh и циркония Zr не будут препятствовать повторному использованию очищенного даже одношаговым методом ИТ-ТР урана U и плутония Pu в производстве топлива для реакторов на быстрых нейтронах в силу малых значений сечений захвата быстрых нейтронов и незначительным присутствием в ОЯТ, которые фактически являющимися легирующими примесями. Легирующие примеси молибдена Mo и циркония Zr также используются и для изготовления топлива для тепловых

Таблица 3. Элементный состав МОКС топлива, облученного в реакторе ВВЭР-1000, диапазоны парциальных давлений и температур осаждения

Элемент	Массовое содержание, кг/тU	Диапазон парциальных давлений, мм рт. ст.	Диапазон температур конденсации, К
U	947.03	$2.8-2.8 \cdot 10^{-2}$	2800–2400
Pu	9.898	$3 \cdot 10^{-2}-3 \cdot 10^{-4}$	1890–1557
Zr	4.606	$4 \cdot 10^{-2}-4 \cdot 10^{-4}$	2800–2300
Mo	4.122	$3 \cdot 10^{-2}-3 \cdot 10^{-4}$	2500–2200
Cs	1.802	$9 \cdot 10^{-3}-9 \cdot 10^{-5}$	380–320
Ba	2.176	$1 \cdot 10^{-2}-1 \cdot 10^{-4}$	950–750
Sr	0.443	$4 \cdot 10^{-3}-4 \cdot 10^{-5}$	650–600
La	1.492	$8 \cdot 10^{-3}-8 \cdot 10^{-5}$	1800–1500
Ce	2.928	$1.5 \cdot 10^{-2}-1.5 \cdot 10^{-4}$	1800–1600
Pr	1.385	$7 \cdot 10^{-3}-7 \cdot 10^{-5}$	1400–1350
Eu	0.133	$6.3 \cdot 10^{-4}-6.3 \cdot 10^{-6}$	750–650
Nd	4.995	$3 \cdot 10^{-2}-3 \cdot 10^{-4}$	1500–1250
Sm	0.988	$5 \cdot 10^{-3}-5 \cdot 10^{-5}$	850–800
Gd	0.094	$4.3 \cdot 10^{-4}-4.3 \cdot 10^{-6}$	1480–1250

реакторов, поскольку их сечения поглощения тепловых нейтронов не превышают 3 бн. Предельно допустимое количество легирующих примесей очень сильно зависит от типа фабрикуемого топлива и типа реактора, а также условий его эксплуатации. Например, допустимое содержание углерода в уран–плутониевом нитридном топливе должно составлять не выше 0.15% по массе, чтобы избежать радиационного распухания в процессе его выгорания в реакторе. Поскольку операционные затраты по переработке ОЯТ методом ИТ-ТР очень невысокие, то для достижения более высокой степени очистки урана U и плутония Pu можно применить неоднократную ректификацию этим способом. Для МОКС топлива, облученного в реакторе ВВЭР-440, ИТ-ТР технология показала возможность полной очистки урана U от продуктов деления и его разделения с плутонием Pu, как видно на рис. 2. В этом случае температурная область осаждения плутония Pu частично перекрывается с температурными областями осаждения церия Ce и неодима Nd, что может быть использовано для легирования фабрикуемого топлива. Как показано на рис. 3 для МОКС-топлива, облученного в реакторе ВВЭР-1000, наблюдается перекрытие области осаждения урана U всего лишь с двумя элементами, входящими в многокомпонентный состав ОЯТ. Это цирконий Zr и молибден Mo, которые также используются для легирования топлива, как уже упоминалось выше. При необходимости дополнительной очистки урана U или плутония Pu от примесей может быть повторно использован процесс ИТ-ТР.

Главным достоинством ИТ-ТР технологии является выделение урана и плутония из ОЯТ в одном процессе и в одной установке с одновременной очисткой урана и плутония от большинства продуктов деления. Аналогичные расчеты по определению диапазонов температур осаждения химических элементов из ОЯТ могут быть выполнены для любого типа топлива с учетом его полного элементного состава. Также можно определить возможности селективного извлечения заданных продуктов деления из состава ОЯТ для их полезного использования, например, получения изотопа ^{90}Sr для изготовления перспективных бе-

**Рис. 1.** Температурная диаграмма элементного разделения СНУП-топлива, облученного в реакторе БН-600.

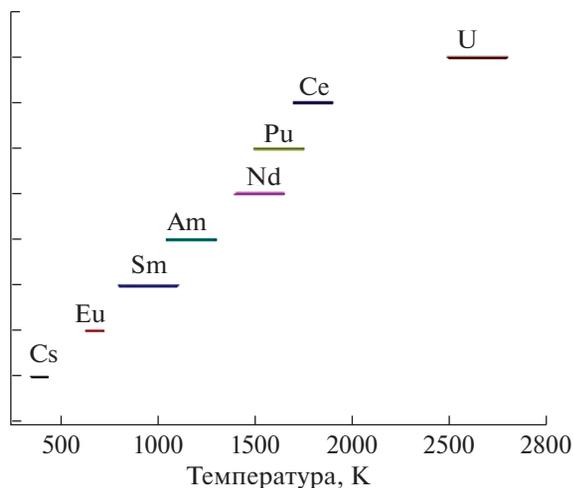


Рис. 2. Температурная диаграмма элементного разделения МОКС-топлива, облученного в реакторе ВВЭР-440.

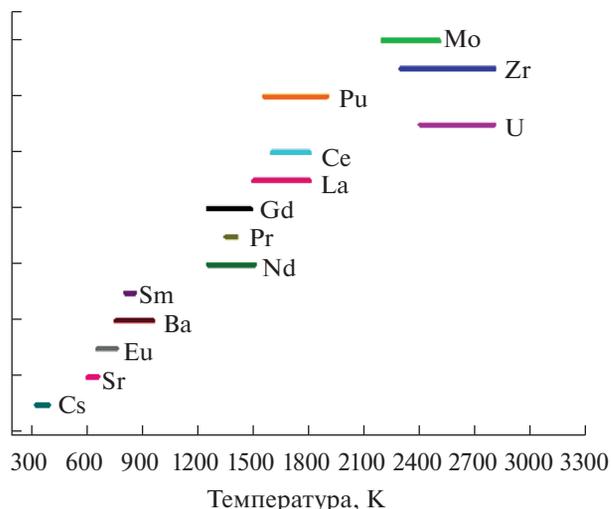


Рис. 3. Температурная диаграмма элементного разделения МОКС-топлива, облученного в реакторе ВВЭР-1000.

та-вольтаических батарей с высокой удельной мощностью и долговременного энергоснабжения автономных средств связи.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В статье предлагается решение двух актуальных проблем мировой ядерной энергетики: дезактивации и вывода из эксплуатации ЯЭУ, переработки ОЯТ и замыкания ядерного топливного цикла, посредством разрабатываемой авторами ионно-плазменной технологии с минимальным образованием вторичных РАО. Основными принципами ионно-плазменной технологии является применение плазмы инертных газов (в частности, аргона) высокого (атмосферного) давления для обработки дезактивируемой поверхности и таблетки ОЯТ или ее фрагмента в плазменном разряде с транспортировкой распыленных атомов в условиях диффузии и последующей конденсации без образования вторичных РАО. Показана возможность разделения урана U и плутония Pu при помощи процессов ионного травления-термического разделения от большинства продуктов деления отработанного топлива на примере трех вариантов ОЯТ: СНУП-топливо, облученное в реакторе БН-600, и МОКС-топливо, облученное в реакторах ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Рассчитаны диапазоны температур на вкладышах диффузионной разделительной трубы, обеспечивающие раздельное осаждение выбранных продуктов деления при коэффициенте извлечения не ниже 99%.

Увеличение скорости и эффективности дезактивации облученных блоков реакторного графита РБМК без нарушения их целостности возможно при реализации ионно-плазменной технологии в специальной дезактивационной камере за счет

зажигания плазменного разряда по всей поверхности графитового блока. При этом обеспечивается не только удаление поверхностного слоя с повышенной концентрацией изотопа ^{14}C , но и нагрев блока до высокой температуры с диффузией неуглеродных радионуклидов из объема блока и их удалением.

БЛАГОДАРНОСТИ

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 24-29-00321, <https://rscf.ru/project/24-29-00321/>.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ/REFERENCES

1. Gurau D., Deju R. // Radiat. Phys. Chem. 2015. V. 106 (1). P. 371.
2. Роменков А.А., Туктаров М.А., Карлина О.А. и др. // Патент РФ № 2546981. 2015.
3. Cleaver J., McCrory S., Smith T.E., Dunzik-Gougar M.L. // WM Conf. 2012. Phoenix, Arizona, USA.
4. El-Genk M.S., Tournier J.P. // J. Nucl. Mater. 2011. V. 41. P. 193.
5. Адамов Е., Муравьев Е. // Энергетическая политика. 2021. № 1 (155). С. 34.
6. Ковалев Н.В., Зильберман Б.Я., Голецкий Н.Д., Синыхин А.Б. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2020. № 1. С. 67.
7. Шадрин А.Ю., Двоеглазов К.Н., Иванов В.Б., Волк В.И., Шаталов В.В. // ВАНТ. Сер.: Материаловедение и новые материалы. 2014. № 1 (76). С. 69.
8. Смирнов В.П., Самохин А.А., Ворона Н.А., Гавриков А.В. // Физика плазмы. 2013. Т. 39 (6). С. 523.
9. Астраханцев Н.В., Бардаков В.М., Во Ньы Зан, Кичигин Г.Н., Лебедев Н.В., Строклин Н.А. // ВАНТ. Сер.:

- Плазменная электроника и новые методы ускорения. 2010. Т. 4 (7). С. 310.
10. Антонов Н.Н., Ворона Н.А., Гавриков А.В. и др. // Сб. докл. науч.-техн. конф. ГК "Росатом" – "Закрытие топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах". 2021. С. 260.
 11. Петровская А.С., Кладков А.Ю., Суров С.В., Цыганов А.Б. // ВАНТ. Сер.: Ядерно-реакторные константы. 2018. № 4. С. 185.
 12. Петровская А.С., Цыганов А.Б., Стахов М.Р. // Патент РФ № 2711292, публ. 16.01.2020.
 13. Petrovskaya A.S., Tsyganov A.B., Surov S.V., Kladkov A.Yu // Nucl. Engi. Des. 2022. V. 386. P. 111561.
 14. Петровская А.С., Цыганов А.Б., Суров С.В., Блохин Д.А. // Вопросы материаловедения. 2022. № 4 (112). С. 199.
 15. Petrovskaya A.S., Tsyganov A.B., Blokhin D.A., Kladkov A.Yu. // Proc. Int. Conf. Electrical Engineering and Photonics (EEExPolytech). 2023. P. 258. <https://doi.org/10.1109/EEExPolytech58658.2023.10318722>
 16. Момотов В.Н., Ерина Е.А., Волков А.Ю., Курьянов В.Н., Хамдеев М.И., Тихонов Д.Е., Шадрин А.Ю., Хомяков Ю.С. // Радиохимия. 2022. Т. 64 (1). С. 53.
 17. Момотов В.Н., Ерин Е.А., Волков А.Ю., Курьянов В.Н. // Радиохимия. 2021. Т. 63 (2). С. 160.
 18. Колобашин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А. и др. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. 1983. Москва: Энергоатомиздат.
 19. Несмеянов А.Н. Давление пара химических элементов. 1961. Москва: Изд. Акад. наук СССР.

Atomization and Transport of Radionuclides in a Plasma for Ion-Plasma Deactivation Technology for Nuclear Power Plant Equipment and Spent Nuclear Fuel Processing

A. S. Petrovskaya¹, * and A. B. Tsyganov¹

¹ Plasma Application Laboratory, InnoPlasmaTech LLC, St. Petersburg, 199034 Russia

*e-mail: anita3425@yandex.ru

Received March 10, 2024; revised April 12, 2024; accepted April 23, 2024

Abstract—The solution to relevant problems of nuclear power industry such as the deactivation of nuclear power plants, hot cell, equipment for isotope separation, reprocessing of spent nuclear fuel for the effective closure of the nuclear fuel cycle is discussed. The ion-plasma “dry” technology developed to solve these problems is reported. The operating parameters of the ion-plasma technology for decontamination and reprocessing of spent nuclear fuel have been obtained, including inert gas pressure 0.1–1 atm., flow rate of the inert carrier gas 1–10 m/s, and current density 1–5 A/cm² at the operating voltage of 100–1000 V. Using the example of spent nuclear fuel reprocessing, the ranges of partial pressures and deposition temperatures of spent nuclear fuel elements during the process of its separation according to elemental composition have been calculated. Due to the difference in the condensation temperature ranges of each spent fuel element, purification of uranium and plutonium from most fission products of MOX and SNUP spent fuel with a purity of at least 99% is demonstrated.

Keywords: “dry” deactivation, metal elements of nuclear power plants, decommissioning, reprocessing of spent nuclear fuel, isotope separation, MNUP and MOX fuel, ion etching—thermal separation