

При гомогенной трансмутации америций и нептуний можно размещать в отвальном уране, который используется для добавки в топливо при регенерации в целях компенсации выделенных продуктов деления и некоторых потерь актиноидов. Далее при рецикле топлива нет необходимости их выделять, и опасности с точки зрения нераспространения они представлять не будут.

Таким образом, полученные результаты с учетом данных [1] показывают, что при гомогенной трансмутации путем размешивания в уран-плутониевом топливе равновесный рецикл америция, нарабатываемого в самом БРЕСТ, фактически не изменяет радиационные характеристики по энерговыделению и нейтронной активности уран-плутониевого топлива, если образующийся при облучении кюри выводят из топлива при регенерации. Однако мощность дозы γ -излучения возрастает в 10 раз, что связано с накоплением изомеров ^{242}Am и требует усиления защитных устройств.

Рецикл наряду с ураном и плутонием, как в гомогенном варианте 5 [1], америция и кюрия, нарабатываемых в реакторе БРЕСТ, или с добавлением Am, Cm, Np отработавшего топлива ВВЭР-1000 существенно ухудшает радиационные характеристики регенерированного топлива (см. гомогенные варианты 5 и 1—4 [1]). По этой причине можно сказать, что рецикл кюрия нежелателен и при регенерации его лучше выделять из топлива и направлять на длительное хранение.

В случае гетерогенной трансмутации америция, нептуния в виде отдельных твэлов или ТВС радиационные характеристики свежих нитридных трансмутационных твэлов существенно выше по сравнению с равновесным (U—Pu—Am)N топливом (гомогенный вариант 6 [1]). Выделение Am, Cm, Np из отработавшего топлива ВВЭР и транспортировка на АЭС с реакторами БРЕСТ для гетерогенной трансмутации в виде выделенных фракций опасна с точки зрения нераспространения вследствие их малой критической массы. Декларированный по отношению к штатному топливу БРЕСТ принцип нераспространения оружейных материалов не будет выполняться при реализации гетерогенной трансмутации Am, Cm, Np.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гомогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ. — См. наст. вып., с. 355—361.
2. ENDF/BVI rev. 5. IAEA-NDS-100. Rev. 6, 1995.
3. JENDL 3.2. IAEA-NDS-110. Rev. 5, 1996.
4. Shinivasan M., Rao K., Garg S., Iyengar P. Systematics of criticality properties of actinide nuclides and its bearing on the long lived fission waste problem. — In: Intern. Conf. ICENES-V, 3—6 Jule 1989, Karlsruhe, Germany.

Поступила в Редакцию 2.08.2000

УДК 621.039.7.14

ОБРАЩЕНИЕ С КУБОВЫМИ ОСТАТКАМИ АЭС

Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Савкин А.Е., Лащенков С.М. (МосНПО «Радон»)

Кубовые остатки АЭС представляют собой высокосолеватые растворы объемной активностью 10^6 — 10^7 Бк/л, загрязненные продуктами деления, радионуклидами коррозионного происхождения и различными веществами, используемыми для дезактивации оборудования и поддержания водно-химического режима. Традиционными методами переработки кубовых остатков АЭС являются глубокое упаривание, цементирование и битумирование [1—3]. Глубокое упаривание не позволяет перевести отходы в достаточно инертную форму, пригодную для захоронения (хранения). Все указанные методы способны сократить объем радиоактивных отходов максимально в 2—4 раза.

Однако реализация этих методов переработки кубовых остатков на АЭС России и Украины сдерживается как отсутствием установок кондиционирования (на Курской, Смоленской, Кольской), так и отсутствием хранилищ отвержденного продукта (на Калининской, Ленинградской). В результате на АЭС накоплены огромные количества кубовых остатков. Емкости для их хранения почти на всех станциях заполнены на 70% и более.

Кардинальным образом изменить создавшееся положение может внедрение экономически целесообразного метода переработки кубовых остатков, позволяющего многократно сократить объем радиоактивных отходов. Из известных методов в этом плане заслуживает внимания остекловывание и использование селективных сорбентов.

Остекловывание широко используется для отверждения высокоактивных отходов [4, 5]. Коэффициент сокращения объема радиоактивных отходов в зависимости от солесодержания может достигать 5—8. Остекловывание среднеактивных отходов, какими являются кубовые остатки АЭС, известно лишь в опытно-промышленном масштабе. С учетом сокращения объема отходов остекловывание становится экономически более выгодным по сравнению с битумированием при захоронении отвержденного продукта в региональных могильниках [6].

Селективная сорбция радионуклидов на неорганических ионообменниках обычно используется как одна из стадий в технологии очистки малосолевых вод в сочетании с другими методами [7]. Известен лишь один случай промышленного применения неорганических сорбентов как самостоятельного метода переработки кубового остатка на АЭС «Ловиса» (Финляндия) [8]. Хотя с помощью этого метода объем радиоактивных отходов сокращается примерно в 70 раз, такой подход к хранению кубового остатка на АЭС нельзя безоговорочно признать экологически безопасным по следующим причинам. В кубовых остатках солесодержанием ~ 350 г/л на АЭС «Ловиса» основными компонентами являются нитраты и бораты натрия. Радиоактивность кубовых остатков обусловлена, в основном, цезием и кобальтом. Для очистки используют ферроцианид калия или кобальта в гранулированном виде. Его применение позволяет очистить декантат кубового остатка от $^{137,134}\text{Cs}$ до ~ 150 Бк/л (исходная объемная активность, Бк/л: ^{137}Cs — $n \cdot 10^5$, ^{60}Co — $n \cdot 10^3$). При этом очистки от ^{60}Co не происходит. Прошедший через колонку с сорбентом декантат кубового остатка вместе с содержащимися в нем радионуклидами (^{137}Cs — 150, ^{60}Co — $n \cdot 10^3$ Бк/л) сбрасывают в Балтийское море. Шламы, содержащие основную долю ^{60}Co , отверждают цементированием. Таким образом, по российским нормативам наблюдаются нарушения по сбросам как радионуклидов, так и химических веществ (солей). В соответствии с НРБ-96 допустимая удельная активность отдельных радионуклидов в воде для населения составляет, Бк/кг: ^{137}Cs 96, ^{60}Co 370. Допустимая концентрация отдельных ионов в сбрасываемых сточных водах отдельных ионов такова, мг/л: NO_3^- 8,1, Cl^- 150, т.е. при сбросах на АЭС «Ловиса» указанные российские нормативы превышаются многократно.

В связи с этим в МосНПО «Радон» совместно с сотрудниками ВНИИАЭС и концерна «Росэнергоатом» разработана следующая концепция обращения с кубовыми остатками АЭС. Сначала кубовые остатки с помощью неорганических селективных сорбентов очищают от радионуклидов до нормативных требований как по отдельным радионуклидам, так и по их сумме. В качестве нормативных требований приняты значения ДУА_{нас} по НРБ-96. Таким образом, кубовые остатки из разряда среднеактивных переводят в промышленные отходы. В дальнейшем с очищенными от радионуклидов кубовыми остатками обращаются как с промышленными отходами. Отработавший сорбент с перешедшими в него радионуклидами непосредственно в фильтре (фильтре-контейнере) направляют на долговременное хранение в хранилище твердых радиоактивных отходов. Реализация такого способа позволит сократить объем радиоактивных отходов на АЭС более чем в 100 раз. По этому показателю предлагаемый способ значительно превосходит остекловывание.

Апробация данной концепции была проведена на шести АЭС: Калининской, Балаковской, Хмельницкой, Ленинградской, Кольской и Курской. Основными долгоживущими радионуклидами кубовых остатков являются $^{137,134}\text{Cs}$, ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{90}Sr . Как показали эксперименты, данные радионуклиды присутствуют в кубовых остатках не только ионной, но и сорбционно неактивной форме в виде различных комплексов. Это особенно характерно для ^{60}Co и ^{54}Mn , что обусловлено наличием в кубовых остатках различных органических веществ, таких, как ЭДТА, щавелевая кислота и др.

Для перевода радионуклидов в ионную форму кубовые остатки подвергали окислению с помощью различных реагентов, наиболее эффективным из которых оказался озон. При озонировании окислялись органические вещества, разрушались комплексы, связывающие кобальт и марганец, а также образовывались оксиды и гидроксиды присутствующих в исходном кубовом остатке переходных металлов, на которых соосаждались кобальт и марганец при введении некоторых добавок ($\sim 0,1\%$ при необходимости) и стронций. Предварительное окисление позволило не только выделить указанные радионуклиды, но и в значительной степени повысить эффективность последующей селективной сорбции цезия на ферроцианиде за счет исключения отравляющего действия органических веществ на сорбент (табл. 1).

Т а б л и ц а 1. Радионуклидный состав кубовых остатков АЭС

АЭС	Объемная активность, Бк/л·л ($n = 1-6$)		
	^{137}Cs	^{60}Co	^{54}Mn
Балаковская	10^6	10^4	10^4
Калининская	10^7	10^5	10^5
Ленинградская	10^6	10^4	10^4
Хмельницкая	10^6	10^5	10^4
Кольская	10^7	10^6	10^5
Курская	10^6	10^4	10^4

После технологических операций, включавших озонирование, фильтрацию осадка и селективную сорбцию радионуклидов из фильтрата, объемная активность кубовых остатков Калининской, Ленинградской, Курской и Кольской АЭС по указанным радионуклидам не превысила ДУА_{нас} по НРБ-96. Опыты с кубовыми остатками Хмельницкой и Балаковской АЭС не проводили. Доля образующегося при озонировании осадка зависела от состава кубового остатка и составила для исследованных растворов от 1 до 4 г/л. Ресурс селективных сорбентов превысил 200 колоночных объемов.

В емкостях кубового остатка кроме декантата на АЭС с ВВЭР имеются значительные донные отложения. Из емкостей Калининской и Кольской АЭС отобрали осадок, растворили в обессоленной воде, полученный раствор очистили от радионуклидов указанными способами. Химический и радионуклидный составы раствора определялись боратом натрия и Cs, Co и Mn, объемная активность после очистки была ниже ДУА_{нас} по всем радионуклидам, объем вторичных радиоактивных отходов определялся долей нерастворимого в воде осадка и составил $\sim 0,5\%$. Таким образом, исследования позволили сделать вывод о возможности очистки кубовых остатков с помощью селективных сорбентов, причем объем радиоактивных отходов сокращается примерно в 100 раз.

Предложенный способ был испытан на стендовой установке производительностью до 5 л/ч на Кольской АЭС и в МосНПО «Радон» на реальном кубовом остатке Калининской АЭС. Установка включала узлы озонирования, фильтрации и селективной сорбции. Так, кубовый остаток Кольской АЭС объемной активностью, Бк/л: ^{137}Cs $7,25 \cdot 10^7$, ^{134}Cs $7,51 \cdot 10^6$, ^{60}Co $2,48 \cdot 10^6$, ^{54}Mn $\sim 1,85 \cdot 10^5$ был очищен до уровня ниже

ДУА_{нас}. Объем пульпы осадка со стадии озонирования составил 0,3%, ресурс селективных сорбентов более 115 колоночных объемов и не исчерпан.

Таким образом, в результате технологических операций (окисления, фильтрации осадка, сорбции) вторичными отходами при обработке кубовых остатков являются:

осадок со стадии фильтрации, в который перешли радионуклиды коррозионного происхождения;

отработавший сорбент, в котором, в основном, содержатся изотопы цезия; кубовый остаток, очищенный от радионуклидов.

Удельная активность осадка, полученного при озонировании кубового остатка Кольской АЭС, составила, Бк/л·10⁷: ¹³⁷Cs 7,2, ⁶⁰Co 7,5. Удельная активность отработавшего сорбента может достигать 10⁹—10¹⁰ Бк/л, причем активность обусловлена, в основном, изотопами цезия.

Все образующие отходы должны быть кондиционированы. Для осадка может быть рекомендовано цементирование, которое используется на некоторых АЭС. Наиболее простой способ кондиционирования отработавшего сорбента — размещение сорбента в фильтре (фильтре-контейнере), конструкция которого обеспечивает долговременное хранение. В случае ужесточения требований со стороны надзорных органов прочность конечного продукта может быть повышена путем пропитки сорбента вяжущим материалом непосредственно в аппарате.

Кубовые остатки, очищенные от радионуклидов, можно рассматривать как химически токсичные промышленные отходы.

В соответствии с ОСП-72/87 твердые отходы считаются нерадиоактивными, если удельная активность меньше 2·10⁻⁷ Ки/кг для источников α - (для трансурановых элементов 10⁻⁸ Ки/кг), 2·10⁻⁶ Ки/кг для источников β -излучения, 10⁻⁷ г-экв. радия/кг для источников. Таким образом, очищенные предложенным методом кубовые остатки после отверждения по ОСП-72/87 не являются радиоактивными отходами. К сожалению, после ввода НРБ-96, фактически отменивших ОСП-72/87, граница между радиоактивными и нерадиоактивными отходами исчезла. По НРБ-96 радиоактивными являются вещества в любом агрегатном состоянии, в которых содержание радионуклидов превышает установленные нормативными правовыми актами уровни. Какими правовыми актами? Но в НРБ-96 есть приложение П-2 и приложение П-4. По приложению П-2 существует допустимая объемная активность в воде отдельных радионуклидов для населения ДУА_{нас}, которая по сути является аналогом ДК_Б по ОСП-72/87. Ее численные значения по отдельным радионуклидам значительно меньше ДК_Б, например, для ¹³⁷Cs в 6 раз, ⁶⁰Co — 4 раза, т.е. налицо ужесточение требований. В приложении П-4 указана удельная активность в помещении в любое время по отдельным радионуклидам, меньше которой радиоактивные вещества освобождаются от регламентации НРБ. Несмотря на неопределенность формулировки, ее можно сравнивать с граничной удельной активностью радиоактивных отходов по ОСП-72/87. Удельная активность по отдельным радионуклидам больше граничной удельной активностью для радиоактивных отходов по ОСП-72/87, например, удельная активность ²³⁹Pu 10³ Бк/кг, для трансурановых — 10⁻⁸ Ки/кг (3,7·10² Бк/кг), ⁶⁰Co 10⁴ и 3,7·10³ соответственно. Следует напомнить, что радиоактивные отходы загрязнены, как правило, не одним радионуклидом и в этом случае превышение удельной активности по НРБ-96 значений старых нормативов еще более значительно, т.е. по приложению П-2 наблюдается ужесточение норм, по приложению П-4 — ослабление. Все это указывает на то, что НРБ-96 как нормативный документ нуждается в серьезной доработке.

Предположим, есть нормативный документ, который четко определяет нижнюю границу радиоактивности отходов, и очистка кубового остатка АЭС соответствует этому документу.

Рассмотрим ситуацию на примере кубового остатка Курской АЭС. Анализ данных табл. 2 показывает, что наиболее токсичным веществом является нитрат натрия [9, 10]. В соответствии с показателем $ЛД_{50}$ он относится к классу опасности III (умеренно опасные). К этому же классу относится и хлорид калия. По другому показателю — ПДК в воздухе рабочей зоны нитрат натрия также относится к классу III. По показателю $МК_B$ KNO_3 является наиболее токсичным из перечисленных, но показатель $ЛД_{50}$ для него в справочнике [10] не приводится. Сравнив $МК_B$ для KNO_3 и Na_3PO_4 , можно предположить, что первый не относится к более опасному классу. Другие компоненты явно относятся к классу опасности IV. Таким образом, очищенный от основной массы радионуклидов кубовый остаток может быть классифицирован как промышленные отходы класса опасности III.

Т а б л и ц а 2. Токсикометрические характеристики кубового остатка Курской АЭС

Компонент	Контрольные показатели			
	$ЛД_{50}$	$МК_B$	$ПДК_B$	$ПДК_{B,P}$
$NaNO_3$	180			120
$NaCl$		1000	300	300
Na_3PO_4	7400	100		
KCl	2430		300	50
$MgCl_2$	8100	1000		
KNO_3		60		
K_3PO_4		560		
$CaCl_2$		300		
Na_2SO_4		3000		
Na^+				120
K^+				50
Ca^{2+}				180
Mg^{2+}				40
NO_3^-				40
SO_4^{2-}				100
Cl^-				300

Обозначения:

$ЛД_{50}$ — летальная доза химического вещества, вызывающая при введении в организм гибель 50% животных, мг/кг.

$МК_B$ — максимальная концентрация неорганических веществ в сточных водах, мг/л.

$ПДК_B$ — предельно допустимая концентрация химического вещества в воде водоемов, мг/л.

$ПДК_{B,P}$ — предельно допустимая концентрация химического вещества в воде водоемов, используемых для рыбохозяйственных целей, мг/л.

Процедура удаления отходов должна состоять из двух основных этапов: перевод отходов в форму, пригодную для транспортирования и захоронения (кондиционирование), и перевозка и захоронение. Естественно, что технические решения по первому и второму этапу должны быть взаимосвязаны.

В качестве возможных участков для окончательного размещения отходов могут быть рассмотрены четыре варианта: специальные пункты захоронения радиоактивных отходов, организованная муниципальная свалка твердых бытовых отходов, полигон захоронения токсичных промышленных отходов, специальный обособленный полигон. Первый вариант, вероятно, наиболее целесообразен. Специализированное предприятие располагает необходимыми ресурсами, развитой системой мониторинга. Для захоронения отходов следует применить траншейный метод, если свойства площадки удовлетворяют требованиям [11]. Может быть изучена возможность применения отходов как материала — заполнителя пустот между упаковками радиоактивных отходов в бетонном могильнике.

Действующие правила [11, 12] предусматривают захоронение промышленных отходов класса IV совместно с твердыми бытовыми отходами путем перемешивания с ними в определенных пропорциях или путем создания изолирующих слоев из промышленных отходов для уплотнения коммунальных отходов, снижения их пожароопасности и как меры, препятствующей развитию насекомых и грызунов. Но так как рассматриваемые отходы отнесены к классу III и содержат растворимые в воде вещества, возможно, будет санкционировано применение второго варианта при условии, что отходы предварительно будут расфасованы в железобетонные контейнеры или другие упаковочные средства с определенными гарантированными свойствами — водонепроницаемостью, долговечностью, прочностью. Третий вариант предлагается рассмотреть, если первый по каким-то причинам не может быть осуществлен. Для его реализации должен быть выбран полигон, удовлетворяющий требованиям СНиП [11] в отношении наличия подходящих грунтов для послойной изоляции карт, системы дренажа поверхностных стоков с кольцевым каналом, контрольно-регулирующего пруда.

Четвертый вариант создания специального полигона может рассматриваться только при полном отсутствии возможностей по другим вариантам. Решение проблемы можно совместить с необходимостью ввода в действие нового регионального полигона для промышленных отходов.

Метод подготовки отходов к захоронению должен обеспечить, по крайней мере, их перевод в твердую форму. Правила удаления отходов класса III [11] не требуют их иммобилизации с использованием матричного материала, например, цемента или битума. Применение такого отверждения противоречило бы основной идее — минимизации объема отходов за счет удаления наиболее опасных компонентов.

Перед отправкой на захоронение кубовый остаток должен быть подвергнут концентрированию и сушке. Как для концентрирования, так и для сушки кубовых остатков может быть использован роторный пленочный испаритель. Конечный продукт можно перевозить к месту захоронения в упаковочных средствах многократного использования, например, металлических контейнерах. В ходе предпроектных работ следует проанализировать необходимость применения и контейнеров, которые будут захоронены вместе с отходами и выполнять функцию противодиффузионного барьера, ограничивая скорость вымывания растворимых компонентов до заданной величины.

Вывоз отходов на полигон должен проводиться относительно крупными партиями. Для каждой отдельной упаковки должны проводиться внешние дозовые измерения отдельных упаковок — радиометрические исследования с применением разрушающих методов (отбор представительных образцов). Все связанные с этими действиями процедуры должны регламентироваться соответствующей программой обеспечения качества.

Для захоронения отходов навалом целесообразно применить траншейный метод, когда грунт, извлекаемый при устройстве очередной траншеи, используется для консервации предыдущей.

В соответствии со СНиП [11] при размещении пунктов захоронения растворимых в воде отходов класса опасности II и III в грунте, характеризующемся коэффициентом

фильтрации не более 10^{-8} см/с, никаких специальных мероприятий по устройству противofiltrационных экранов не требуется. На более проницаемых грунтах необходимо предусматривать экран из мятой глины с коэффициентом фильтрации не более 10^{-8} см/с по дну и откосам слоем не менее 1 м. При отсутствии глины с необходимыми коэффициентами фильтрации допускается применять другие конструкции противofiltrационных экранов (их конструкции приведены в приложении к СНиП).

Задача изоляции захоронения от атмосферных осадков решается путем создания временных грунтовых покрытий в ходе заполнения каждой траншеи и консервирования покрытия после заполнения траншеи. Если отходы захораниваются навалом, следует разработать такую тактику производства работ, когда всегда имеется резервный бурт грунта для изоляции, а также бульдозер или грейдер и каток-уплотнитель для выравнивания и уплотнения изолирующего покрытия. Отходы лучше доставлять крупными партиями с немедленной изоляцией очередной массы отходов. Оптимально, если вместимость одной траншеи будет соответствовать объему одной непрерывной поставки отходов. Если при захоронении отходов используются контейнеры, то проблемы оперативной изоляции не так актуальны.

Рассмотрим конкретный пример захоронения очищенного от радионуклидов кубового остатка Курской АЭС. По данным АЭС за весь период ее эксплуатации кубового остатка образуется 45 тыс. м^3 при среднем солесодержании 332 кг/м^3 . После концентрирования и сушки это составит (при влажности солей 5% и плотности 1700 кг/м^3) 9230 м^3 сухих солей. При захоронении сухих солей в траншеях навалом потребуется площадь размером $100 \times 100 \text{ м}$, при размещении сухих солей в бетонном контейнере $1,7 \times 1,7 \times 1,3 \text{ м}$ с полезным объемом $2,3 \text{ м}^3$ — $140 \times 200 \text{ м}$ (см. рисунок).

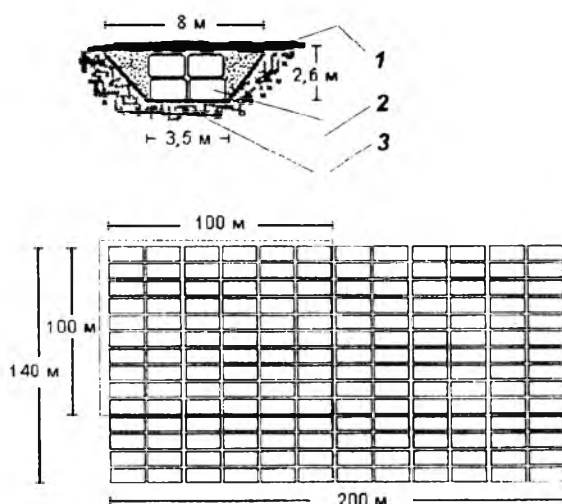
Таким образом, переработка кубовых остатков АЭС должна включать: выделение радионуклидов с использованием методов окисления, фильтрации и селективной сорбции;

отверждение и долговременное хранение вторичных радиоактивных отходов (цементный компаунд со стадии фильтрации и отработавший сорбент в фильтрах);

концентрирование и получение сухих солей из очищенного от радионуклидов кубового остатка;

захоронение сухих солей на специальных пунктах захоронения радиоактивных отходов или полигонах промышленных отходов.

Для реализации предлагаемого способа обращения с кубовыми остатками АЭС требуется разработка соответствующей нормативной базы и проведение укрупненных испытаний очистки кубовых остатков от радионуклидов. Последнее планируется провести в ФЭИ на установке производительностью 100 л/ч по кубовому остатку.



Поперечный разрез траншеи и план полигона: 1 — консервирующее покрытие; 2 — контейнер; 3 — противofiltrационный экран (площадь для захоронения отходов навалом $100 \times 100 \text{ м}$, в контейнерах — $140 \times 200 \text{ м}$)

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Никифоров А.С., Куличенко В.В., Жихарев М.И. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. М.: Энергоатомиздат, 1985. 183 с.

2. Бабенко Ю.К., Мельников А.П., Драмарецкий К.В. Проблемы обращения с радиоактивными отходами на НВАЭС. Тезисы докл. Межд. конф. «Радиоактивные отходы. Хранение, транспортировка, переработка. Влияние на человека и окружающую среду», С.-Петербург, октябрь 1996, с. Е8.
3. Bituminization Processes to Condition Radioactive Wastes. Techn. Rep. IAEA. Series № 352, Vienna, 1993.
4. Design and Operation of High Level Waste Vitrification and Storage Facilities. Techn. Rep. IAEA. Ser. № 339, Vienna, 1992.
5. Поляков А.С., Моисеевко Н.И., Основин В.И. и др. Опыт эксплуатации керамического плавителя ЭП-500/1Р по остекловыванию жидких высокоактивных отходов. — Атомная энергия, 1994, т. 76, вып. 3, с. 183—188.
6. Соболев И.А., Лифанов Ф.А., Стефановский С.В. и др. Остекловывание радиоактивных отходов методом индукционного плавления в холодном тигле. — Физика и химия обраб. матер., 1994, № 4—5, с. 161—170.
7. Advances in Technologies for the Treatment of Low and Intermediate Level Radioactive Liquid Waste. Techn. Rep. IAEA, № 370, Vienna, 1994. 103 p.
8. Harjula R., Lehto Y., Tusa E., Paavola A. Industrial scale removal of cesium with hexacyanoferrate exchanger — process development. — Nucl. Technol., 1994, v. 107, № 3, p. 272—278.
9. Предельно допустимые концентрации вредных веществ в воздухе и воде. Справ. пос. Л.: Химия, 1972.
10. Беспамятов Г.П., Кротов Ю.А. Предельно допустимые концентрации химических веществ в окружающей среде. Справочник. Л.: Химия, Ленингр. отделение, 1985.
11. СНиП 2.01.28-85. Полигоны по обезвреживанию и захоронению токсичных промышленных отходов. Основные положения по проектированию.
12. Разнощик В.В. Проектирование и эксплуатация полигонов для твердых бытовых отходов. М.: Стройиздат, 1981. 104 с.

Поступила в Редакцию 29.03.2000

УДК 621.039.542.342

ПОВЕДЕНИЕ ДИОКСИДА УРАНА В РАЗЛИЧНЫХ ГАЗОВЫХ СРЕДАХ

Ракитская Е.М., Панов А.С. (НПО «Луч»)

Взаимодействие диоксида урана с различными средами изучали неоднократно [1—6], что объясняется его широким использованием в качестве ядерного топлива. Однако вся информация, как правило, относится к кратковременным испытаниям. В настоящей работе исследовали устойчивость диоксида урана в окислительной и нейтральной газовых средах в течение нескольких тысяч часов.

Объектами исследования служили поликристаллические таблетки диоксида урана состава, близкого к стехиометрическому соотношению компонентов ($O/U = 1,990—2,005$). Содержание газообразующих примесей не превышало, % по массе: $C\ 0,01$, $N\ 0,007$. Концентрация металлических примесей была невелика, % по массе: $W \leq 0,03$, $Ti \leq 0,01$, $Mo \leq 0,005$, $Fe \leq 0,006$, $Si \leq 0,005$, $Cr \leq 0,003$, $Ni \leq 0,002$, $Co \leq 0,0001$, $Cd \leq 0,3 \cdot 10^{-6}$. Все образцы были однофазны.

Таблетки изготавливали стандартными методами порошковой металлургии. Плотность составляла 95—98% теоретической. Размер зерен укладывался в пределы 15 ± 4 мкм.

Таблетки имели форму полого цилиндра. Исследования проводили на таблетках двух типов. При длительном хранении таблетки имели следующие геометрические размеры: $d_1 = 16,7$, $d_2 = 4,5$ и $H = 8,5$ мм. При изучении окисления диоксида урана на воздухе при повышенной температуре использовали таблетки, имеющие $d_1 = 17,1$, $d_2 = 6,2—8$ и $H = 4—20$ мм. Масса таблеток изменялась в пределах 20—26 г. Незначительные отличия в структуре и геометрических размерах образцов не сказывались на конечных результатах работы.

Поведение диоксида урана в нейтральной (аргоне) и окислительной среде (на воздухе) изучали при комнатной температуре (~ 295 К). Эксперименты в атмосфере высокочистого аргона проводили при давлении $\sim 10^5$ Па в течение 3507 и 77 146 ч. Исследование на воздухе выполняли при двух уровнях давления $\sim 10^5$ и $\sim 10^{-2}$ Па в течение 3500—3600 ч.