

26. Решетников Ф.Г., Котельников Р.Б., Rogozkin Б.Д. и др. Исследование методов изготовления сердечников из монокарбида, мононитрида, карбонитрида урана для твэлов реакторов на быстрых нейтронах. — In: Proc. Symp. «Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors», Brussels, 2—6 July, 1973, v. II, p. 25—46.
27. Arai Y., Suzuki Y., Iwai T. e.a. Fabrication of uranium-plutonium mixed nitrid fuel pins for irradiation tests in JMTR. — J. Nucl. Sci. Technol., 1993, v. 30, № 8, p. 98—104.
28. Arai Y. Research and development of nitride fuel and its fuel cycle for FR at JAERI. — In: Proc. of on Advisory Group Meeting, IAEA TECDOC-850, 1994.
29. Renard Ed.V., Rogozkin B.D. About applicability of PUREX-technology to fast breeder reactor mixed (U—Pu) monocarbide and mononitride fuels reprocessing. — In: Intern. Conf. Actinides-2001, Hayama, Japan, Nov. 4—9, 2001, p. 8-024.
30. Орлов В.В., Rogozkin Б.Д., Дубровин О.Н. и др. Способ пирохимической регенерации ядерного топлива. Патент № 2079909 от 20.05.97, приоритет 27.09.94.
31. Tomczuk Z. Electrorefining of uranium and plutonium from liquid cadmium. — J. Trans. Am. Nucl. Soc., 1985, v. 50, p. 204—205.
32. Iizuka M. Actinides recovery from molten salt/liquid metal system by electrochemical methods. — J. Nucl. Mater., 1997, v. 247, № 1—3, p. 183—190.
33. Sakamura Y. Distribution behaviour of plutonium and americium in LiCl—KCl eutectic/liquid cadmium systems. — J. Alloys Compounds, 2001, № 321, p. 76—83.
34. Koyama T. An experimental study of molten salt electrorefining of uranium using solid iron cathode and liquid cadmium cathode for development of pyrometallurgical reprocessing. — J. Nucl. Sci. Technol., 1997, v. 34, № 4, p. 384—393.
35. Chamberlain L. Future fuel cycle and reactor strategy. — In: IAEA Symp. on Nuclear Fuel Cycle and Reactor Strategies, June 1997.
36. Ogawa T., Akabori M., Suzuki Y. e.a. Nitride fuel cycle on pyrochemistry. — In: Global'97, p. 812—815.
37. Suzuki Y., Ogawa T., Arai Y. Recent progress of research on nitride fuel cycle in JAERI. — In: 5 Intern. Inform. Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Mol, Belgium, Nov. 25—27, 1998.
38. Sacamura Y., Inoue T., Shirai O. e.a. Studies on pyrochemical reprocessing for metallic and nitride fuels: behaviour of transuranium elements in LiCl—KCl/liquid metal systems. — In: Global'99, paper № 1610.
39. Kobayashi F., Ogawa T., Takano M. e.a. Dissolution of metal nitrides in LiCl—KCl eutectic melt. — In: Global'99, paper № 1040.
40. Ogawa T. Actinide nitrides in high-temperature systems. — In: Intern. Conf. Actinides'97, Baden-Baden, Germany, 1997, Sept. 21—26.
41. Fusselman S. Dry separation process for actinide removal from purex waste. — In: Global'97, p. 816—819.

Поступила в Редакцию 22.11.02

УДК 621.039.58:621.039.516.4

РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА В ПРОЦЕССЕ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОПЫТНОЙ УСТАНОВКИ ПО РЕГЕНЕРАЦИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Серебряков В.В., Кириллович А.П., Курунов Ю.И., Правдин А.К. (ФГУП НИИАР)

В НИИАРе создана и успешно эксплуатируется опытная установка для регенерации отработавшего ядерного топлива различного состава пироэлектрохимическим методом [1, 2]. На ней в течение 2001—2002 гг. переработана партия отработавшего уранового и уран-плутониевого топлива реактора БОР-60 и конверсирован тетрафторид плутония в диоксид. Радиационная обстановка на стадиях подготовки

топлива к регенерации рассмотрена в работах [3, 4]. Особенностью эксплуатации технологических установок в процессах, связанных с переработкой радиоактивных и делящихся материалов, является неизбежное загрязнение поверхностей оборудования радиоактивными веществами и, как следствие, увеличение мощности дозы на рабочих поверхностях и поступления радиоактивных аэрозолей в спецвентиляции объектов и окружающую среду. При этом, как правило, подготовка к реконструкции, переоснащение или ремонт установок требуют непосредственного контакта персонала с поверхностями, загрязненными радиоактивными веществами. Одним из путей снижения загрязнения поверхностей и доступа персонала в зону расположения технологического оборудования (защитные камеры, боксы и др.) является дезактивация, заключающаяся в удалении или уменьшении радиоактивного загрязнения различными средствами и методами [5, 6].

Основная цель настоящей работы — исследование дезактивации установки и получение экспериментальных данных с их последующим анализом, позволяющим установить основные закономерности изменения радиационных параметров в зависимости от стадий процесса.

Характеристика технологических процессов и объекта исследования. В табл. 1 приведены основные характеристики технологических процессов и ядерных материалов, переработанных на установке до начала ее дезактивации.

Т а б л и ц а 1. Временные и количественные характеристики технологических процессов, проведенных в защитной камере на установке к моменту ее дезактивации

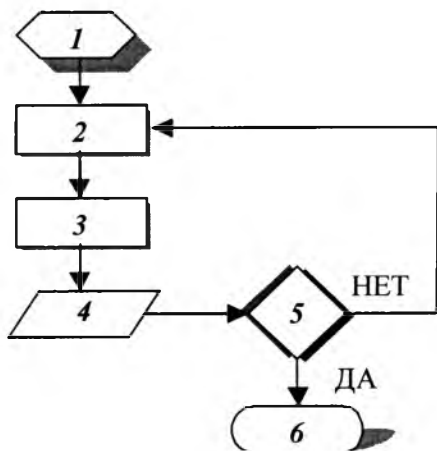
Переработанный продукт	Регенерация отработавшего топлива БОР-60 (шесть ТВС с 9,5—12%-ным выгоранием и 10,5—24-летней выдержкой)	Переработка опытной партии PuF_4 в PuO_2 с одновременной очисткой от ^{241}Am
Масса, кг	15,5	1,7
Активность, ГБк:		
продукты деления	$5,7 \cdot 10^5$	—
актиноиды	$3,7 \cdot 10^5$	$4,8 \cdot 10^5$
Время, сут	275	76

Установка размещена в защитной камере внутренними размерами $2994 \times 1794 \times 2394$ мм и общим объемом 13 м^3 . Камера оснащена смотровой системой, копирующими манипуляторами и имеет необходимые для проведения работ с отработавшим топливом обслуживающие инженерные системы (внутрикамерное освещение, электропитание, сжатый воздух и технологический вакуум, канализацию, вентиляцию, стационарную и переносную системы дезактивации, систему очистки камерного воздуха от аэрозолей и др.). Для предотвращения поступления радиоактивных веществ в смежные помещения в объеме камеры поддерживается разрежение ~ 200 Па. Проектный расход вентиляционного воздуха через защитную камеру $360 \text{ м}^3/\text{ч}$. Радиационная защита позволяет выполнять работы по обращению с ядерными и радиоактивными материалами активностью до $3,7$ ПБк. Для переработки продуктов применяли дистанционно сменяемые хлораторы-электролизеры, устанавливаемые вместе с печами для их обогрева в прямки столешницы камеры

на глубину до 420 мм. Основным материалом, из которого выполнено технологическое оборудование, включая и поверхности камеры, является нержавеющая сталь марки X18H10T, тигель хлоратора-электролизера изготовлен из пирогرافита.

Для удаления загрязнения использовали широко применяемый на практике при дезактивации нержавеющей стали двухваннный способ с кислым восстановительным раствором (5% HNO_3 + 0,2% $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$), содержащим 0,2% NaF, а также кислотнo-щелочные растворы (5% HNO_3 + 5% NaOH) с добавлением 0,1—0,5% KMnO_4 [6]. Обработку выполняли направленным струйным методом с помощью переносных гидромониторов.

Процесс дезактивации защитной камеры состоял из шести основных стадий (рис. 1). Расход растворов составлял в среднем 1 м^3 на один цикл дезактивации. Выделяющиеся в процессе обработки газы и аэрозоли после очистки на камерных фильтрах удаляли по вентиляционной системе объекта на фильтровальную станцию вентиляционного центра. Отработавшие растворы, насыщенные радиоактивными веществами, направляли в баки химической нейтрализации. После нейтрализации их сбрасывали по спецканализации в комплекс обработки радиоактивных отходов. Технология обращения с радиоактивными отходами подробно изложена в работе [7].



Р и с. 1. Принципиальная схема дезактивации: 1 — подготовка камеры к дезактивации (удаление делящихся материалов, твердых радиоактивных отходов и съемного оборудования); 2 — цикл дезактивации камеры длительностью 1,5 ч (обработка поверхностей водой температурой 30—90 °С под давлением и окислительно-восстановительными растворами); 3 — сушка камеры продолжительностью 24—48 ч; 4 — контроль радиационных параметров (мощности дозы от рабочих поверхностей, поверхностного загрязнения, объемной активности воздуха); 5 — контролируемые параметры меньше или равны контрольным уровням; 6 — окончание дезактивации

Решение об окончании дезактивации принимается по результатам сопоставления контролируемых в процессе радиационных параметров с контрольными уровнями, допускающими начало проведения монтажных и ремонтных работ непосредственно в защитной камере. Контрольные уровни устанавливают с учетом достигнутого в организации уровня радиационной безопасности, обеспечивающего условия, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого действующими нормами НРБ-99. В случае превышения контрольных уровней цикл дезактивации повторяется.

Методика исследований. В процессе выполнения основных стадий дезактивации оценивали эффективность защитных барьеров на пути распространения радиоактивных аэрозолей и ионизирующего излучения, измеряли мощность дозы фотонного излучения от поверхностей стационарного оборудования защитной камеры, уровень загрязнения поверхностей, определяли радионуклидный состав и активность аэрозолей в объеме защитной камеры и вентиляционных системах объекта.

Мощность дозы в камере измеряли дистанционно прибором РУП-1П с погреш-

ностью 20%, степень загрязнения технологического оборудования и поверхностей камеры — путем отбора мазков с их последующим измерением в соответствии с методическими указаниями МУК № 2.6.1.016-99. Погрешность результатов измерений составляла 40%. При измерении объемной активности применяли метод отбора проб воздуха известного объема на аналитические фильтры АФА-РСП-20 с последующим измерением на альфа-, гамма-спектрометрических установках. Погрешность определения активности указанными методами не превышала 26%. Эффективность работы внутрикамерных фильтров В-05 (с фильтрующим материалом из ткани Петрянова) находили по результатам измерения объемной активности аэрозолей до и после очистки воздуха. Пробы воздуха отбирали одновременно.

Результаты исследований. На основании результатов α -, γ -спектрометрических измерений серии проб установлено, что активность аэрозолей в воздухе защитной камеры обусловлена смесью долгоживущих радионуклидов, состоящей из продуктов деления и актиноидов (табл. 2).

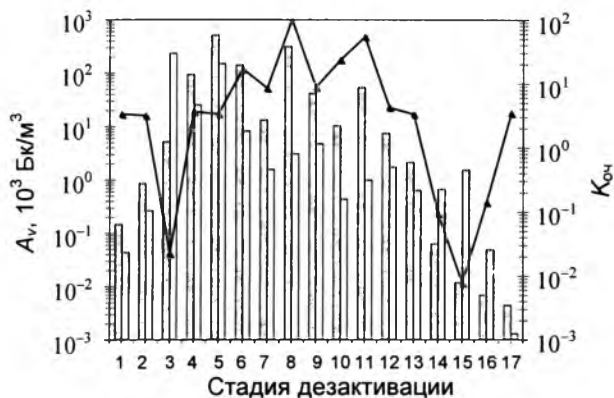
Т а б л и ц а 2. Состав и доля активности контролируемых радионуклидов в смеси радиоактивных аэрозолей воздуха защитной камеры установки, %

Радионуклид	До процесса дезактивации	В процессе дезактивации	После завершения процесса
Продукты деления:			
^{137}Cs	$82 \pm 10^*$	87 ± 3	43 ± 10
^{134}Cs	—	$0,2 \pm 0,1$	—
^{154}Eu	—	$1,3 \pm 0,3$	—
^{155}Eu	—	$1,5 \pm 0,7$	56 ± 10
^{125}Sb	18 ± 9	10 ± 4	$1 \pm 0,3$
Актиноиды:			
$^{238} + ^{239} + ^{240}\text{Pu, U}$	$22,7 \pm 2,5$	84 ± 15	89 ± 8
^{241}Am	77 ± 12	16 ± 5	11 ± 3

*Здесь и далее приведена случайная погрешность рассеяния измеренных величин относительно среднего.

Исследования показали, что от момента начала дезактивации до ее окончания наблюдалось перераспределение вклада отдельных радионуклидов в суммарную активность смеси. В первую очередь это касается ^{241}Am , доля которого в смеси актиноидов на окончание процесса уменьшилась примерно в 7,7 раза. Этот факт может свидетельствовать о его более интенсивном выщелачивании с дезактивируемых поверхностей по сравнению с изотопами плутония и урана. Данное предположение согласуется с материалами, приведенными в работе [8], где экспериментально в статических условиях изучали растворимость аэрозольных частиц топливного происхождения. Подобное поведение с понижением вклада в активность смеси отмечено и по продуктам деления, где доля ^{137}Cs на период завершения дезактивации снизилась в 2 раза. При этом основная доля активности принадлежала ^{155}Eu — 56%.

На рис. 2 представлены экспериментальные параметры, характеризующие суммарную объемную активность продуктов деления в воздухе защитной камеры до и



Р и с. 2. Объемная активность β -, γ -излучающих аэрозолей до ($\boxtimes$), после камерных фильтров ($\square$) и коэффициент очистки воздуха $K_{\text{оч}}$ ($\blacktriangle$) в зависимости от стадий процесса: 1 — стационарные фоновые условия до начала дезактивации; 2 — сухая очистка камеры (8 ч); 3 — обмывка поверхностей камеры горячей водой (1 ч); 4, 10, 11, 16 — просушка камеры (24 ч); 5, 6, 7, 9, 12, 13 — два цикла обмывки поверхностей штатными дезактивирующими растворами (2 ч); 8 — замена камерных фильтров и очередной цикл дезактивации (1 ч); 14, 15 — попеременная обмывка поверхностей штатными дезактивирующими растворами и горячей водой (2 ч); 17 — окончание дезактивации (75-й цикл)

При продолжительном поступлении водяного пара (тумана) происходит перекрытие пор фильтра жидкостью [9], в результате чего он оказывается залитым водой. Внешне это выражается в постепенном увеличении сопротивления фильтра и, как следствие, в снижении разрежения в объеме камеры (от 295 до 50 Па). Скорость поступления воздуха через свободные наиболее крупные поры увеличивается. Если фильтр работал в диффузионном режиме, то увеличение скорости может привести к росту проскока аэрозолей. Постепенно за счет испарения и под влиянием сил тяжести и капиллярных сил жидкость может выводиться из фильтрующего слоя и его фильтровальные свойства восстанавливаются при условии прекращения поступления на фильтр влаги (стадии 4, 10, 11 и 16). С отводом влаги из фильтров может происходить частичный вынос накопленного на фильтровальном материале осадка, представляющего собой слой радиоактивных частиц различных размеров и физико-химических свойств. Это вызывает значительное приращение объемной активности после фильтровальной системы по отношению к объемной активности до нее (стадии 3, 14 и 15), коэффициент очистки при этом меньше единицы. При условии накопления на фильтре радиоактивных веществ высокой концентрации эффект насыщения фильтра влагой и ее последующий отвод могут стать причиной повышенного поступления радиоактивных веществ в вентиляционные системы объекта и окружающую среду. Для исключения этого следует заменять фильтровальные элементы до и после дезактивации, осуществляя при этом непрерывный радиационный контроль за параметрами воздушной среды.

Максимальная объемная активность воздушной среды в камере была зарегистрирована на начальных циклах дезактивации по β -, γ -излучающим аэрозолям

после очистки камерными фильтрами на примере отдельных стадий дезактивации с отображением коэффициента очистки.

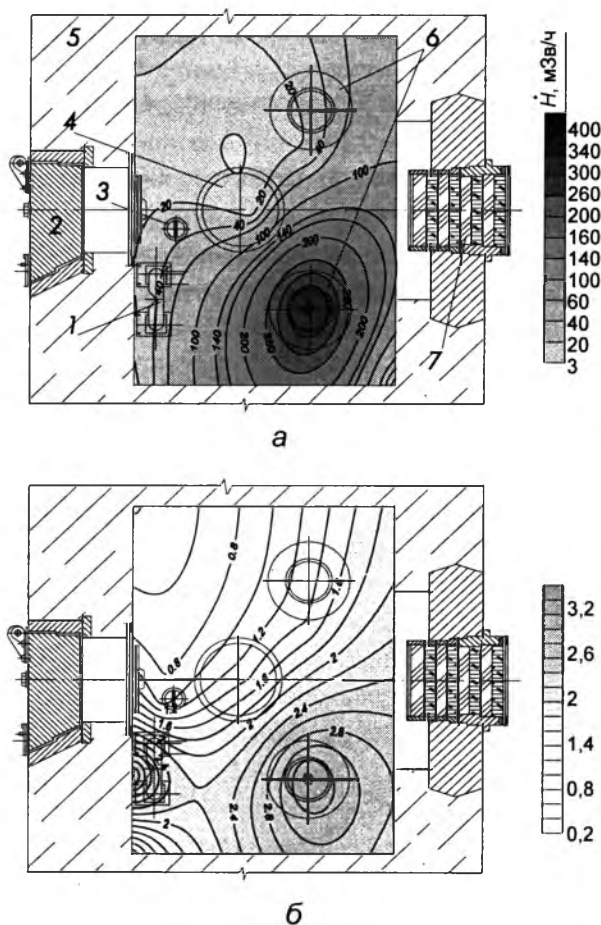
Результаты исследований показывают, что коэффициент очистки воздушной среды от аэрозолей в значительной степени зависит от параметров технологической среды, прокачиваемой через камерные фильтры (в защитной камере параллельно установлена пара фильтров В-05), а именно влажности воздуха. Например, стадиям процесса 3, 14 и 15 соответствует резкое снижение коэффициента очистки воздуха. Это происходит вследствие насыщения камерных фильтров влагой, особенно при обмывке поверхностей камеры водой высокой температуры (до 90 °С).

$5,1 \cdot 10^5$ Бк/м³, α -излучающим — $1,1 \cdot 10^5$ Бк/м³. После 75-го цикла дезактивации объемная активность воздушной среды в камере снизилась в 33 раза по отношению к начальной, предшествующей процессу дезактивации.

Анализ выбросов радиоактивных аэрозолей показал, что обусловленное дезактивацией суммарное поступление α -излучающих радионуклидов в системы вентиляции объекта не превысило 2,5 МБк, β -, γ -излучающих — 23 МБк, что составляет $5 \cdot 10^{-6}$ и $2 \cdot 10^{-6}\%$ суммарной активности переработанных на опытной установке материалов по продуктам деления и актиноидам соответственно. Вклад дезактивации в суммарный выброс радионуклидов за тот же период через высотную трубу с учетом очистки воздушной среды на фильтровальной станции вентиляционного центра составил не более 0,1% по α -излучающим радионуклидам, β -, γ -излучающим — 0,01%.

Важным моментом в работе явилось периодическое измерение мощности дозы фотонного излучения от стационарного оборудования в объеме защитной камеры, проводимое на стадиях завершения отдельных циклов дезактивации. Мощность дозы измеряли на расстоянии 0,1 м от плоскости столешницы в 18 точках.

Спектрометрический анализ мазков с оборудования установки показал, что радионуклидный состав поверхностного загрязнения идентичен составу аэрозолей в воздушной среде камеры (см. табл. 2). Интенсивность фотонного излучения продуктов деления на 95% обусловлена $^{137}\text{Cs} + ^{137m}\text{Ba}$, актиноидов — на 87% ^{241}Am (на начальных стадиях дезактивации) [10]. Из рис. 3 следует, что радиоактивное загрязнение поверхностей камеры и оборудования неравномерно. Максимальная мощность дозы наблюдалась в месте расположения хлоратора-электролизера, где и проводили пироэлектрохимическую переработку указанных в табл. 1 продуктов. После дезак-



Р и с. 3. Распределение мощности дозы фотонного излучения от плоскости столешницы защитной камеры до (а) и после 40-го цикла дезактивации (б): 1 — установка с вытяжными фильтрами В-05; 2 — защитная дверь; 3 — сливная воронка; 4 — крышка люка; 5 — радиационная защита; 6 — приемок хлоратора-электролизера; 7 — смотровая система

тивации (после 75-го цикла) радиоактивное загрязнение поверхностей изменилось от $1 \cdot 10^5$ до $50\text{--}500$ α -част./($\text{см}^2 \cdot \text{мин}$) и от $1 \cdot 10^6$ до $400\text{--}2500$ β -част./($\text{см}^2 \cdot \text{мин}$), при этом средняя мощность дозы фотонного излучения в камере снизилась с 20 до $0,07$ мЗв/ч.

Таким образом, установлено, что для одного цикла обработки поверхностей комплексными дезактивирующими растворами коэффициент дезактивации изменяется в интервале $2,5\text{--}25$ по α -излучающим и $5\text{--}30$ по β - и β -, γ -излучающим радионуклидам.

На основании анализа результатов многократных измерений построена кривая, характеризующая коэффициент снижения мощности дозы фотонного излучения от поверхностей стационарного оборудования камеры в зависимости от числа циклов дезактивации штатными растворами (рис. 4). Аппроксимирующая функция экспериментальной кривой имеет вид

$$K_{\phi}(n) = A \exp(-n/b), \quad (1)$$

где n — номер цикла дезактивации; A , b — постоянные, равные $0,29$ и $17,86$ соответственно.

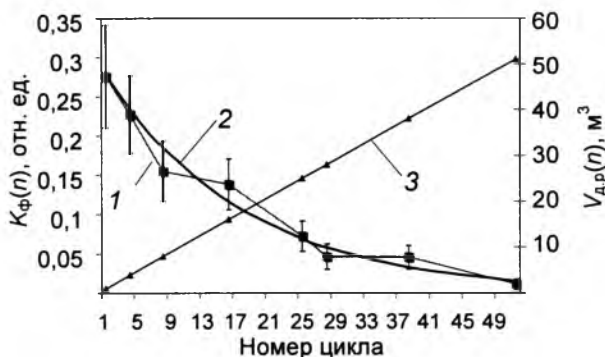
Как видно из рис. 4, расчетные значения не выходят за границы погрешностей эксперимента.

С учетом выражения (1) изменение мощности дозы фотонного излучения от поверхностей камеры в зависимости от числа циклов дезактивации вычисляется по формуле

$$\dot{H}_{\phi}(n) = \dot{H}_0(n) K_{\phi}(n), \quad (2)$$

где $\dot{H}_0(n)$ — мощность дозы фотонного излучения до начала дезактивации.

При $n = 0$, что возможно до начала обработки поверхностей дезактивирующими растворами, $K_{\phi}(n)$ принимается равным единице.



Р и с. 4. Зависимость коэффициента снижения мощности дозы фотонного излучения $K_{\phi}(n)$ от столешницы камеры и объема дезактивирующих растворов $V_{дп}(n)$ от числа циклов: 1 — экспериментальная кривая; 2 — аппроксимация экспериментальной кривой; 3 — объем дезактивирующего раствора

При известном регламенте и аналогичных методах дезактивации защитного и технологического оборудования, выводимого из эксплуатации после переработки продуктов (см. табл. 1), выражение (2) позволяет оценить временную и экономическую сторону дезактивации. Для практических целей с использованием данной зависимости можно ввести понятие периода дезактивации T_n , указывающее на необходимое число циклов обработки поверхностей, по достижении которого

мощность дозы фотонного излучения уменьшится в 2,7 раза. Для исследуемого метода период дезактивации составляет 17 циклов.

Заключение. В ходе исследований, проведенных в процессе дезактивации стационарного оборудования и защитной камеры опытной установки после ее длительной эксплуатации в экспериментах по регенерации отработавшего ядерного топлива и переработке тетрафторида плутония, изучены отдельные закономерности изменения радиационных параметров технологической среды и их влияние на состояние защитных барьеров на пути распространения радиоактивных веществ. На основании полученных данных установлено, что при поступлении в объем камеры дезактивирующих растворов вследствие насыщения камерных фильтров (В-05) влагой резко снижается эффективность очистки воздушной среды от аэрозолей. С течением времени эффективность очистки воздуха на камерных фильтрах может восстанавливаться. Процесс восстановления фильтрующих свойств, происходящий за счет выведения жидкости из фильтрующего материала, может сопровождаться значительным увеличением приращения объемной активности после фильтровальной системы по отношению к объемной активности до нее, коэффициент очистки при этом принимает значение меньше единицы. При условии накопления в фильтровальной ячейке высоких уровней активности эффект насыщения фильтра влагой и ее последующий отвод могут стать причиной повышенного поступления радиоактивных веществ в вентиляционные системы объекта и окружающую среду. Для исключения этого следует заменять фильтровальные элементы до и после дезактивации с непрерывным контролем параметров воздушной среды.

По результатам измерений мощности дозы фотонного излучения от поверхностей стационарного оборудования камеры получено эмпирическое выражение (2) спада мощности дозы в зависимости от числа циклов обработки поверхностей дезактивирующими растворами (холодная и горячая вода, окислительно-восстановительные растворы). По анализу экспериментальных данных установлено, что одному циклу обработки поверхностей комплексными дезактивирующими растворами соответствует коэффициент дезактивации от 2,5 до 25 по α - и от 5 до 30 — по β - и γ -излучающим радионуклидам.

Полученные результаты имеют практическую и научную ценность, так как в случае проведения аналогичных работ, связанных с дезактивацией загрязненного технологического и защитного оборудования, позволят достоверно прогнозировать радиационную обстановку, планируя при этом временные и экономические показатели процесса.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bychkov A.V., Vavilov S.K., Skiba O.B. et al. Pyroelectrochemical reprocessing of irradiated FBR MOX fuel. III. Experiment on high burn-up fuel of the BOR-60 reactor. — In: Global'97, Oct. 5—7, 1997, Yokohama, Japan, v. 2, p. 912—917.
2. Бычков А.В., Скиба О.В., Кормилицын М.В. и др. Пирозлектрохимическая переработка облученного топлива РБН и иммобилизация высокоактивных отходов переработки. — В сб.: Global'2001, Париж, Франция, 9—13 сент., 2001.
3. Серебряков В.В., Кириллович А.П., Свиридов А.Ф. и др. Исследование выхода ^{85}Kr и его влияния на радиационную обстановку при подготовке топлива БОР-60 к регенерации. — Атомная энергия, 2003, т. 94, вып. 3, с. 220—226.

4. Серебряков В.В., Кириллович А.П., Жемков И.Ю. Радиационная обстановка при подготовке облученных ТВС БОР-60 к регенерации. — Там же, т. 95, вып. 2, с. 140—147.
5. Романов В.П. Дозиметрист АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1986.
6. Ампелогова Н.И., Симановский Ю.М., Трапезников А.А. Дезактивация в ядерной энергетике. Под ред. В.М. Седова. М.: Энергоатомиздат, 1982, с. 137—156.
7. Кириллович А.П., Кобзарь И.Г., Лосев В.П. и др. Радиационная и экологическая обстановка в НИИАР и его воздействие на окружающую среду и население: Препринт НИИАР-23(826), 1991.
8. Гаргер Е.К., Одинцов А.А., Сажениук А.Д. Оценка степени растворимости радиоактивных аэрозольных частиц в имитаторах биологических жидкостей. — В сб.: Третьи Петряновские чтения, Москва, 19—21 июня, 2001. М.: РИЦ МГИУ, 2001, с. 176—186.
9. Петрянов И.В., Козлов В.И., Басманов П.И. и др. Волокнистые фильтрующие материалы ФП. М., Знание, 1968.
10. Серебряков В.В., Кириллович А.П., Свиридов А.Ф. и др. Радиационно-экологическая оценка безопасности подготовительных стадий регенерации ОЯТ РУ БОР-60. — В сб.: Научные труды ГНЦ РФ НИИАР, 2002, вып. 5, с. 302—311.

Поступила в Редакцию 13.08.03

УДК 666.764.2 + 666.97.4.2: 621.039.58

ОБРАЗОВАНИЕ МИНЕРАЛОПОДОБНЫХ МАТРИЦ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ ТОПЛИВА И ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

*Минеев В.Н., Власов А.С., Паришин А.П., Мельников С.А., Шульгин А.С.,
Зейгарник Ю.А., Вальяно Г.Е., Акопов Ф.А. (ОИВТ РАН),
Трактеев О.М. (РНЦ «Курчатовский ин-т»),
Стефановский С.В. (ГУП МосНПО «Радон»)*

Известно, что основными составляющими минералов, содержащих уран и редкоземельные элементы, являются TiO_2 , ZrO_2 , CaO , BaO и Al_2O_3 [1]. В лабораторных условиях при кристаллизации из расплава эти вещества способны изоморфно связывать уран и актиноиды в минералоподобные матрицы, которые обладают высокой изоморфной емкостью.

Выполненные ранее исследования [2] подтвердили возможность использования соединений на основе TiO_2 в качестве жертвенных материалов внешней ловушки ядерного реактора, так как они позволяют:

увеличить объем расплава и тем самым эффективную поверхность теплообмена расплава со стенками ловушки;

снизить общий уровень температуры в расплаве;

обеспечить полное окисление циркония;

осуществить инверсную стратификацию или в предельном случае гомогенизацию оксидной и металлической составляющих расплава;

предотвратить контакт воды и стали, создающий угрозу парового взрыва и интенсивную генерацию водорода.

Одновременно с этим жертвенные материалы на основе TiO_2 при охлаждении расплава в ловушке образуют минералоподобные матрицы, связывающие топливо и продукты деления. Например, при охлаждении расплава, состоящего из ZrO_2 , TiO_2 , Al_2O_3 , BaO и CaO , образуются перовскит, цирконолит, голландит [2].