

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Астапова Е.С. Структурные изменения в кварцевой керамики после реакторного облучения. — Физика и химия обработки материалов, 1997, вып. 3, с. 10—12.
2. Костюков Н.С., Астапова Е.С. Пути повышения радиационной стойкости композиционных материалов. — Перспективы материалов, 1997, вып. 4, с. 41—45.
3. Костюков Н.С., Васильев Л.Ф. Основы связи трансмутационных ядерных переходов со свойствами керамических диэлектриков. — В сб.: Физика и химия твердого тела, Благовещенск, ДВО РАН, 1994, с. 36—53.
4. Костюков Н.С., Лукичев А.А., Муминов С.М. и др. ϵ и $\tan\delta$ при облучении. М.: Наука, 2002. 326 с.
5. Костюков Н.С., Щербакова Е.В., Атраш С.М. Некоторые аспекты влияния нейтронного облучения на оптические и диэлектрические свойства керамических материалов в видимой, УФ и ИК-областях: Препринт АНЦ ДВО РАН, Благовещенск, 1997. 85 с.
6. Выдрик С.А., Костюков Н.С. Физико-химические основы производства и эксплуатации электрокерамики. М.: Энергия, 1971. 317 с.
7. Костюков Н.С., Щербакова Е.В. Изменение свойств керамических материалов в УФ-области при облучении до большого флюенса нейтронов. — Атомная энергия, 1997, т. 82, вып. 4, с. 325—326.
8. Астапова Е.С., Ванина Е.А., Костюков Н.С., Пивченко Е.Б. Структурные изменения керамических материалов в результате нейтронного облучения: Препринт АНЦ ДВО РАН, Благовещенск, 1999. 50 с.
9. Сканапи Г.И. Физика диэлектриков. М.—Л.: Госэнергоиздат, 1952. 500 с.
10. Астапова Е.С. Рентгенографические исследования ультрафарфора УФ-46 и фарфора М-23 после облучения в реакторе. — В сб.: Физика и химия твердого тела, Благовещенск, 1994, с. 68—72.
11. Дебай П. Полярные молекулы. Пер. с нем. М.—Л.: ГИТТЛ, 1931. 247 с.
12. Костюков Н.С., Лукичев А.А. Диэлектрические свойства керамики на области релаксационных частот. — Электричество, 1999, вып. № 8, с. 16—18.

Поступила в Редакцию 16.04.03

УДК 621.039.58:621.039.516.4

РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА ПРИ ПОДГОТОВКЕ ОБЛУЧЕННЫХ ТВС БОР-60 К РЕГЕНЕРАЦИИ

Серебряков В.В., Кириллович А.П., Жемков И.Ю. (ФГУП «НИИАР»)

Практическая реализация замкнутого топливного цикла на экспериментальной базе НИИАРа позволяет накапливать уникальный опыт эксплуатации установок и оборудования, направленный на разработку и совершенствование процессов получения ядерного топлива с помощью сухой технологии и изготовления твэлов методом виброуплотнения [1, 2].

Цель настоящей работы — количественная оценка радиационной обстановки при подготовке укрупненной партии облученного топлива реактора БОР-60 к регенерации. В ходе выполнения основных технологических стадий изучали источники и отдельные закономерности формирования радиационной обстановки, оценивали эффективность защитных барьеров на пути распространения радиоактивных аэрозолей и ионизирующего излучения, определяли дозовые нагрузки внешнего и внутреннего облучения персонала. Исследование выхода газообразных продуктов деления (^{85}Kr) из облученного топлива и его влияния на окружающую среду было рассмотрено отдельно [3].

Подготовка топлива к регенерации состояла из следующих стадий: разборка ТВС, заключающаяся в освобождении пучка твэлов от чехла, решеток и корзин;

разделка твэлов, включающая в себя операции выделения топливного участка и его последующую механическую рубку (ломку) на фрагменты длиной 10—15 мм;

окисление топлива, в процессе которого происходило отделение топливной композиции от фрагментов стальных оболочек методом окислительной перекристаллизации при 400—600 °С.

Технологические отходы высокой удельной активности отправляли на кондиционирование и захоронение. Воздух, удаляемый из защитного и технологического оборудования по вентиляционным системам, перед выбросом в окружающую среду очищали от радиоактивных аэрозолей на фильтрах защитных камер и фильтровальной станции вентиляционного центра.

Характеристика отработавших ТВС БОР-60. Для опытной регенерации были выбраны четыре ТВС, две с таблеточным урановым топливом (тип У, 90% ^{235}U) и две с виброуплотненным смешанным уран-плутониевым оксидным топливом (тип УП, 71% ^{235}U и 19% ^{239}Pu). Нейтронно-физические характеристики отработавших ТВС рассчитывали по программе TRIGEX с применением системы подготовки констант CONSYST-2, изотопный состав и радиационные характеристики — по программе AFPA [4, 5]. Погрешность расчета массы актиноидов составляет 8—16%, продуктов деления — 25% (табл. 1).

Т а б л и ц а 1. Основные расчетные характеристики перерабатываемых ТВС БОР-60

Параметр	У-1	У-2	УП-1	УП-2
Выгорание, %	10,5	11,9	11,6	11,5
Время выдержки на момент переработки, год	23,7	10,4	12,5	11,6
Массовое содержание в топливе, %:				
^{235}U	77,3	75,1	47,5	47,5
^{239}Pu	0,1	1,7	9,5	10,3
Масса топлива на переработку, г	2300	2404	2878	2889
Активность на момент переработки, ГБк:				
продукты деления	$6 \cdot 10^4$	$1 \cdot 10^5$	$1 \cdot 10^5$	$1 \cdot 10^5$
актиноиды	12	25	$8,6 \cdot 10^4$	$9,7 \cdot 10^4$

Радиохимический анализ перерабатываемого топлива, выполненный на стадии окисления, подтвердил точность расчетов. По отдельным изотопам расхождение не превысило 3%.

Основная доля активности уранового топлива обусловлена продуктами деления (табл. 2). В смешанном уран-плутониевом топливе вклад актиноидов в суммарную активность значителен и определяется ^{241}Am и изотопами плутония. Для всех рассмотренных ТВС основной вклад в активность продуктов деления вносят следующие радионуклиды: $^{137}\text{Cs} + ^{137m}\text{Ba}$ (52,7%) и $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ (41,3%). Незначительную долю имеют ^{155}Eu (0,6%), ^{125}Sb (0,3%), ^{134}Cs (0,1%), ^{154}Eu (0,1%) и $^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$ (0,1%). Интенсивность фотонного излучения продуктов деления на 95% обусловлена $^{137}\text{Cs} + ^{137m}\text{Ba}$, актиноидов — на 87% ^{241}Am . Мощность эквивалентной дозы фотонного излучения, измеренная на расстоянии 5 см от 1 г окисленного уранового топлива, составила 94 мЗв/ч, от смешанного уран-плутониевого топлива — 105 мЗв/ч.

Т а б л и ц а 2. Основные радионуклиды и их удельная активность в облученном топливе БОР-60, поступившем на переработку, ГБк/кг

Радионуклид	Топливо ТВС	
	UO ₂	UO ₂ —PuO ₂
Актиноиды:		
²³⁸ Pu	3,6	209,9
²³⁹ Pu	3,3	214,3
²⁴⁰ Pu	0,1	303,8
²⁴¹ Pu	0,3	28 258,5
²⁴¹ Am	0,01	918,5
Продукты деления:		
¹³⁷ Cs	7699,3	8560,8
¹³⁴ Cs	31,9	31,8
¹⁵² Eu	0,3	0,4
¹⁵⁴ Eu	16,1	27,3
¹⁵⁵ Eu	75,2	184,5
¹⁴⁴ Ce	14,2	4,5
¹²⁵ Sb	48,5	84,5
¹⁰⁶ Ru	6,3	14,1

Методика исследований. Радиационную обстановку оценивали по результатам контроля аэрозольных выбросов радиоактивных веществ, содержащихся в воздухе вентиляционных систем объектов института, задействованных в технологическом процессе, измерений объемной активности воздуха и загрязнения поверхностей в операторских помещениях и защитных камерах, индивидуального дозиметрического контроля внешнего и внутреннего облучения персонала. Применяли метод отбора проб воздуха известного объема из помещений и воздухопроводов вентиляций на аналитические фильтры АФА-РСП-20 с последующим измерением на α -, γ -спектрометрических установках. Фактическая погрешность определения активности указанными методами не превышала 26%.

Эффективность работы внутрикамерных фильтров В-05 (с фильтрующим материалом из ткани Петрянова) определяли по результатам измерений объемной активности аэрозолей до и после очистки воздуха. Пробы воздуха отбирали одновременно.

Степень загрязнения технологического оборудования и поверхностей камеры определяли отбором мазков с их последующим измерением в соответствии с методическими указаниями МУК № 2.6.1.016-99. Погрешность результатов измерений составляла 40%. Мощность дозы в операторском помещении определяли прибором ДКС-1119 с погрешностью измерения 20%. Индивидуальную эквивалентную дозу внешнего облучения персонала измеряли термолюминесцентными детекторами ТЛД-500К с погрешностью 20% в составе индивидуальных кассет ДТУ-02. Поступление β -, γ -излучающих радионуклидов в организм оценивали по результатам обследования персонала на СИЧ (спектрометре излучения человека). Предел обнаружения ¹³⁷Cs, равномерно распределенного в теле человека, составлял 120 Бк.

Радиационная обстановка в процессе разборки ТВС. Анализ результатов измерений проб воздуха в период разборки четырех ТВС не выявил значимых отклонений от среднесуточных уровней выбросов с технологического участка, которые составили по α -излучающим аэрозолям $3,9 \cdot 10^{-2}$ МБк/сут, что не более 10% установленных для объекта контрольных уровней выбросов (для каждого объекта института в соответствии с методикой [6] установлен свой контрольный уровень выбросов радиоактивных веществ), по β -, γ -излучающим — $4,7 \cdot 10^{-2}$ МБк/сут, или 1% контрольного уровня.

За весь период разборки четырех ТВС (6 сут) суммарный выброс α -излучающих аэрозолей с технологического участка в вентиляционный центр составил 0,2 МБк, β -, γ -излучающих — 0,4 МБк. Среди α -излучающих аэрозолей доминировали ^{244}Cm (65%) и $^{238}\text{Pu} + ^{241}\text{Am}$ (30%), вклад $^{239+240}\text{Pu}$ составил 5%.

В операторском помещении объемная активность α -излучающих аэрозолей не менялась и составляла $2,7 \cdot 10^{-2}$ Бк/м³, что ниже допустимой для ^{239}Pu , β -, γ -излучающих аэрозолей — $3,5 \cdot 10^{-2}$ Бк/м³, что также не превышает допустимую для ^{90}Sr [7].

По результатам индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения персонала, задействованного на основных и вспомогательных стадиях процесса, коллективная доза составила $1,5 \cdot 10^{-3}$ чел.Зв. По результатам обследования персонала данного участка на СИЧ поступление β -, γ -излучающих радионуклидов не зарегистрировано.

Радиационная обстановка на стадии механической разделки твэлов. Объемная активность аэрозолей в защитной камере обусловлена характером выполняемых работ: с прекращением работ она снижалась и стабилизировалась на уровне, который можно определить как фоновый для этих условий. В качестве примера в табл. 3 приведены результаты измерений активности проб аэрозолей, отобранных в процессе механической разделки облученных твэлов одной из перерабатываемых ТВС (УП-1).

На основании экспериментальных данных установлено, что приращение объемной активности α -излучающих аэрозолей в процессе выделения топливной части твэлов меньше, чем при операциях по их фрагментации, в 26 раз, β -, γ -излучающих аэрозолей — в 5 раз (см. рисунок). При полной разделке одного твэла (выделении топливной части и ее рубке) суммарное приращение объемной активности воздушной среды защитной камеры составило 66 кБк/м³ по α -излучающим аэрозолям, по β -, γ -излучающим — 1,9 МБк/м³. Основной вклад в активность β -, γ -излучающих аэрозолей (до 76%) вносил ^{137}Cs , α -излучающих — $^{239+240}\text{Pu}$ (75%), $^{238}\text{Pu} + ^{241}\text{Am}$ (15%) и ^{244}Cm (10%), что согласуется с исходными данными по топливу (см. табл. 2).

Результаты измерений мазков, отобранных с внутренних поверхностей камеры, показали, что горизонтальные плоскости загрязнены неравномерно — от 900 до 100 000 α -част./(см²·мин). Наибольшее загрязнение наблюдалось в зоне приемки фрагментированных участков твэла, рядом с приемным контейнером аппарата рубки (ломки). Мощность эквивалентной дозы от мазков, отобранных по окончании

Т а б л и ц а 3. Выход радионуклидов из топлива в аэрозоли при механической разделке облученного твэла со смешанным уран-плутониевым топливом

Радионуклид	Выделение топливной части*		Фрагментация топливной части**		Эффективность улавливания фильтром В-05, %
	Активность, %	Выход, %	Активность, %	Выход, %	
¹³⁷ Cs	75,8	0,0005	84,7	0,003	52—87
¹³⁴ Cs	2	0,005	1,7	0,01	65—93
⁶⁰ Co	0,4	—***	0,3	—	71—83
¹⁵² Eu	2,9	0,4	0,1	0,1	75—99
¹⁵⁴ Eu	1	0,002	1,5	0,01	91—99
¹⁵⁵ Eu	0,7	0,0002	0,4	0,0005	66—91
¹⁰⁶ Ru	1,9	0,05	—	—	77—98
⁹⁵ Zr	0,3	—	0,7	—	77—90
⁹⁵ Nb	0,7	—	1,4	—	45—94
¹⁴⁴ Ce	11,4	0,3	9,3	0,3	74—93
¹²⁵ Sb	3	0,002	—	—	42—85
Итого по смеси	100	0,0007	100	0,003	42—99

* Резка алмазным кругом (диаметр круга 200 мм, частота вращения 3000 мин⁻¹), 7 разрезов твэла.

** Рубка (ломка) на фрагменты длиной 10 мм при длине топливной части 400 мм, число фрагментированных участков 40.

*** Здесь и далее тире означает неустановленное значение из-за неполноты данных о содержании контролируемого радионуклида в перерабатываемом продукте или из-за его отсутствия в измеряемой пробе воздуха.

разделки твэлов одной ТВС (37 шт.), изменялась от 8 до 95 мЗв/ч. γ -Спектрометрия аэрозольных проб воздуха и мазков с поверхностей камеры и технологического оборудования подтвердила сходство радионуклидного состава с перерабатываемым топливом. Это свидетельствует о том, что в период отсутствия основных технологических операций появление радиоактивных аэрозолей в воздушной среде камеры обусловлено загрязнением поверхностей защитного и технологического оборудования. Собранные возвратные потери топливной композиции, образовавшиеся при разделке твэлов одной ТВС, составили 0,4% исходной массы топлива.

Объемная активность воздушной среды на рабочих местах персонала почти не менялась и составляла по α -излучающим аэрозольям $1,3 \cdot 10^{-2}$ Бк/м³, по β -, γ -излучающим — $1,1 \cdot 10^{-2}$ Бк/м³. При замене манипуляторов уровень радиоактивных аэрозолей немного возрастал — α -излучающих до $3,6 \cdot 10^{-2}$ Бк/м³, β -, γ -излучающих до $4,4 \cdot 10^{-2}$ Бк/м³. Мощность эквивалентной дозы в операторском помещении при выполнении работ не превышала 7,6 мкЗв/ч.

По данным индивидуального дозиметрического контроля установлено, что при механической разделке всей партии ТВС с учетом основных и вспомогательных операций коллективная эквивалентная доза составила $8,2 \cdot 10^{-3}$ чел.Зв. По результатам обследования персонала на СИЧ внутреннего поступления β -, γ -излучающих радионуклидов не установлено.

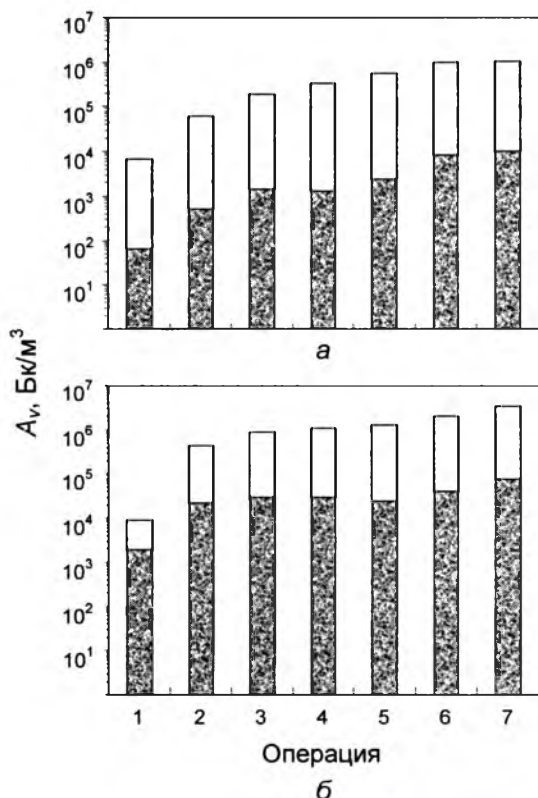
Суммарный выброс радиоактивных аэрозолей с технологического участка по вентиляционной системе объекта в период разделки твэлов четырех отработавших ТВС составил 2,9 МБк α -излучающих аэрозолей (22,4% общих поступлений с объекта в вентиляционный центр за тот же период) и 79 МБк β -, γ -излучающих аэрозолей (5,2%). Основной вклад в активность выбросов β -, γ -излучающих аэрозолей вносил ^{137}Cs (99%).

Радиационная обстановка при окислении топлива. Среднесуточная активность α -излучающих аэрозолей, удаляемых по вентиляционной системе объекта, составила 0,1 МБк/сут, β -, γ -излучающих — 0,5 МБк/сут. Суммарная активность выброса α -излучающих аэрозолей в процессе окисления фрагментов твэлов четырех отработавших ТВС составила 0,4 МБк, β -, γ -излучающих — 1,9 МБк.

Установлено, что наиболее радиационно опасными являются операции по перегрузке топлива из аппарата окисления на транспортный контейнер. Мелкодисперсная фаза в смеси перегружаемого продукта вызывала повышенную генерацию аэрозолей, через смотровую систему камеры наблюдалось пылевое облако. Вклад этой операции в суммарный суточный выброс β -, γ -излучающих аэрозолей по вентиляционной системе составил 9,8%, основным излучателем являлся ^{137}Cs (до 99,8%).

По данным индивидуального дозиметрического контроля установлено, что коллективная эквивалентная доза внешнего облучения персонала на этой стадии не превышает $1,7 \cdot 10^{-3}$ чел.·Зв. По результатам обследования персонала на СИЧ внутреннего поступления β -, γ -излучающих радионуклидов не установлено.

Заключение. В ходе исследований, проведенных при расчехловке отработавших ТВС, разделке твэлов и окислении топлива, изучены отдельные закономерности формирования радиационно опасных факторов, получены данные о выходе радионуклидов из топлива в виде аэрозолей, установлена реальная эффективность первой ступени (камерный фильтр) очистки воздуха от радиоактивных аэрозолей, выполнены оценки аэрозольных выбросов, измерена доза внутреннего и внешнего облучения персонала.



Изменение объемной активности A_v α - (■), β -, γ -излучающих аэрозолей (□) в защитной камере в период выделения топливной части из твэлов (а) и их рубки (ломки) на фрагменты (б): 1 — участок, соответствующий началу технологических операций; 2—7 — последовательные операции по выделению топливных участков из шести твэлов и их фрагментация

Определено, что приращение объемной активности α -излучающих аэрозолей в защитной камере при полной разделке одного твэла (выделении активной части и ее фрагментации) составило 66 кБк/м^3 , β -, γ -излучающих аэрозолей — $1,9 \text{ МБк/м}^3$.

На стадии механической разделки облученных твэлов выход актиноидов из топлива в аэрозоли составил $6 \cdot 10^{-5}\%$ исходной активности, выход продуктов деления — $3,7 \cdot 10^{-3}\%$. При выделении активной части твэлов методом механического резания коэффициент перехода ^{137}Cs в аэрозоли для уранового и уран-плутониевого топлива составляет $5 \cdot 10^{-6}$, при операциях фрагментации отделенных активных частей твэла — $3 \cdot 10^{-5}$.

Основная доля активности аэрозольных выбросов приходится на стадию механической разделки облученных твэлов (табл. 4).

Т а б л и ц а 4. Характеристика аэрозольных выбросов с технологических участков в вентиляционный центр

Технологическая стадия	Время, сут	Суммарный выброс аэрозолей, МБк		Удельный выброс, МБк/кг топлива		Мощность выброса, МБк/сут	
		α -	β -, γ -	α -	β -, γ -	α -	β -, γ -
Разборка ТВС	14	0,2	0,4	0,02	0,04	0,01	0,03
Разделка твэлов	20	2,9	79	0,3	7,5	0,1	3,9
Окисление	19	0,4	1,9	0,04	0,2	0,02	0,1

После прохождения загрязненного вентиляционного воздуха через фильтровальную станцию вентиляционного центра (вторая ступень очистки) суммарное поступление α -излучающих аэрозолей в окружающую среду составило $0,1 \text{ МБк}$, β -, γ -излучающих — $2,7 \text{ МБк}$.

По результатам индивидуального дозиметрического контроля установлено, что внешнее облучение персонала обусловлено радиационной обстановкой на технологических участках и зависит от продолжительности стадий процесса. Суммарная коллективная доза, сформированная на стадиях подготовки укрупненной партии облученного топлива реактора БОР-60 к регенерации (четыре отработавшие ТВС со средним $11,4\%$ -ным выгоранием и от 10,5 до 23,7-летней выдержкой), оценочно составила $11,5 \cdot 10^{-3} \text{ чел.}\cdot\text{Зв}$. Наибольший вклад в дозу вносит технологическая стадия механической разделки облученных твэлов.

Полученные результаты позволяют сделать вывод о том, что разработанные в НИИАРе и применяемые на практике технологические процессы подготовки отработавших ТВС к регенерации, осуществляемые с использованием дистанционно управляемых опытных установок, обеспечивают радиационную безопасность персонала и окружающей среды. Экспериментальные данные о выходе продуктов деления и актиноидов из топлива в аэрозоли на стадиях подготовки облученного топлива к регенерации могут быть использованы в расчетных исследованиях и для прогнозирования радиационной обстановки при увеличении масштабов переработки ядерного топлива.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Скиба О.В., Маершин А.А., Бычков А.В., Породнов П.Т. Ядерный топливный цикл, основанный на пирозлектрохимическом методе переработки смешанного топлива и вибротехнологии. — В сб.: Межд. конф. по оценке ядерных топливных циклов (Global-95). Франция, Версаль, 1995, с. 336—337.
2. Цыканов В.А., Скиба О.В., Маершин А.А. и др. Разработки в области топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах: Препринт НИИАР-4(715). М., ЦНИИАтоминформ, 1987.
3. Серебряков В.В., Кириллович А.П., Свиридов А.Ф. и др. Исследование выхода $^{85}\text{Kг}$ и его влияния на радиационную обстановку при подготовке топлива БОР-60 к регенерации. — Атомная энергия, 2003, т. 94, вып. 3, с. 220—226.
4. Серегин А.С., Кислицина Т.С. Аннотация комплекса программ TRIGEX-CONSYST-БНАБ-90: Препринт ФЭИ-2655, 1997.
5. Жемков И.Ю. Комплекс автоматизированного расчета характеристик реакторов на быстрых нейтронах. — В сб.: Научные труды ГНЦ РФ НИИАР, 1996, вып. 4, с. 56—68.
6. Руководство по установлению допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферу (ДВ-98). Госкомэкология России, Минатом России. М., 1999.
7. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. М.: Энергоатомиздат, 1999.

Поступила в Редакцию 26.05.03

Рефераты статей

УДК 621.039.519.

Адамов Е.О., Габараев Б.А., Ганев И.Х., Лопаткина А.В., Муратов В.Г., Орлов В.В. Потенциал развития и возможность достижения состояния радиационной эквивалентности урана и отходов в перспективной ядерной энергетике. — Атомная энергия, 2003, т. 95, вып. 2, с. 83—88.

На базе материальных балансов топлива рассмотрено развитие ядерной энергетики мощностью до 300 ГВт на тепловых реакторах и быстрых реакторах типа БРЕСТА с небольшим избыточным воспроизводством ($\text{КВА} \sim 1,05$) при потенциале действия ядерной энергетике до 3750 лет и использовании обедненного урана. При рассмотрении радиационного баланса в состав включены все отходы переработки облученного топлива тепловых и быстрых реакторов, которые накоплены к рассматриваемому времени с учетом их текущего нуклидного состава. Рассчитано изменение потенциальной биологической опасности в зависимости от времени выдержки всей массы отходов с учетом дочерних короткоживущих нуклидов. Учтена возможность начала соизвлечения совместно с ураном тория и радия начиная с 2010, 2030 гг. или без соизвлечения. Если соизвлечение будет реализовано в

указанные сроки, то радиационный баланс накопленных к 2100 или 2200 г. радиоактивных отходов достигается через 80—120 лет выдержки. Отсутствие соизвлечения потребует в перспективе снижения доли плутония, идущей в отходы, с 0,1 до 0,01%. Рис. 3, табл. 2, список лит. 3 назв.

УДК 621.311.25.004.7

Симановский Ю.М., Сафутин В.Д., Токаренко А.И., Хмельников В.В., Чепурной Ю.А. Снятие с эксплуатации и демонтаж исследовательского реактора Норильского ГМК. — Атомная энергия, 2003, т. 95, вып. 2, с. 88—95.

На Норильском горно-металлургическом комбинате около 30 лет эксплуатировался исследовательский реактор типа РГ-1М мощностью 100 кВт, который использовался в комплексной лаборатории активационного анализа. В состав комплексной лаборатории также входили радиохимические и радиометрические лаборатории для анализа облученных образцов. В 1998 г. было принято решение об остановке реактора и снятии с эксплуатации комплексной лаборатории активационного анализа, включая реактор.

По проекту были сняты с эксплуатации сооружения комплексной лаборатории. Первона-