

ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Научно-практический журнал
ФГУП "ПРОИЗВОДСТВЕННОЕ ОБЪЕДИНЕНИЕ "МАЯК"
Государственная корпорация по атомной энергии "Росатом"

Издаётся с 1996 г., периодичность – 4 номера в год
№ 3 (103) 2021 г.

ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР Ю.Г. МОКРОВ
ЗАМЕСТИТЕЛЬ ГЛАВНОГО РЕДАКТОРА И.Г. ТАНАНАЕВ

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ

А.В. Аклеев, В.Н. Большаков, Л.А. Большов, В.И. Величкин,
Е.А. Демченко (отв. секретарь), М.В. Жуковский, И.А. Иванов, Л.А. Ильин,
С.Н. Калмыков, Д.Н. Колупаев, Н.А. Кошурникова, А.И. Крышев, А.А. Куваев,
И.И. Линге, М.В. Логунов, Б.Ф. Мясоедов, М.Г. Нагорная, М.И. Похлебаев,
Е.А. Пряхин, С.А. Романов, М.Э. Сокольников, А.В. Трапезников,
С.С. Уткин, А.П. Хомяков, В.Ф. Хохряков, С.В. Юдинцев

СОДЕРЖАНИЕ

1. ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ

Богатов С.А., Блохин П.А., Уткин С.С., Дорофеев А.Н., Киселёв А.И., Козлов П.В.,
Лукин С.А., Ремизов М.Б., Семёнов М.А. Усреднённые оценки удельной активности
и тепловыделения остеклованных высокоактивных отходов, накопленных на
ФГУП "ПО "Маяк" 3

Рыбин А.А., Серебряков В.В., Узиков В.А. Методологические аспекты контроля
выбросов радиоактивных веществ в атмосферу из башенных градирен ядерных
реакторных установок 13

Слюнчев О.М., Ремизова В.А., Бобров П.А. Исследование возможности
цементирования смешанной пульпы гидроксида железа и диоксида марганца,
содержащей α -излучающие радионуклиды 26

2. РАДИОХИМИЧЕСКАЯ ТЕХНОЛОГИЯ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Алой А.С., Абашкин А.Ю., Карпович Н.Ф., Кольцова Т.А., Красников Л.В.,
Мурзин А.А., Пузанская Е.А., Самойлов С.Е., Ушакова К.В., Щукин В.С.
Исследование процесса термохимической денитрации азотнокислых растворов
актинилов в вертикальном тонкоплёночном аппарате 35

3. ОБЛУЧЕНИЕ И ЗДОРОВЬЕ ЧЕЛОВЕКА

Финашов Л.В., Кузнецова И.С., Сокольников М.Э. Курение как фактор риска
заболеваемости раком предстательной железы у мужчин когорты ПО "Маяк" 47

СОДЕРЖАНИЕ

Сокольников М.Э., Кошурникова Н.А., Юркин А.М., Мартиненко И.А., Денисова Е.В., Царева Ю.В., Ефимов А.В., Окатенко П.В., Кабирова Н.Р. Заболееваемость солидными раками (без учёта раков лёгкого, печени и скелета) в когорте работников ПО "Маяк", 1948–2017 гг.	56
---	----

Шишкина Е.А., Шарагин П.А., Волчкова А.Ю. Аналитическое описание дозообразования в костном мозге от ^{90}Sr , инкорпорированного в кальцифицированных тканях	72
--	----

4. ИНФОРМАЦИЯ И ПЕРСОНАЛИИ

Дрожко Е.Г. – 75 лет	83
----------------------	----

Светлой памяти учёного и наставника	85
-------------------------------------	----

CONTENTS	86
-----------------	-----------

ABSTRACTS	88
------------------	-----------

Сведения об авторах статей	92
-----------------------------------	-----------

Журнал включён в перечень рецензируемых научных изданий, в которых должны быть опубликованы основные результаты диссертаций на соискание учёной степени кандидата наук, на соискание учёной степени доктора наук.

УДК 621.039.7

© 2021

УСРЕДНЁННЫЕ ОЦЕНКИ УДЕЛЬНОЙ АКТИВНОСТИ И ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЯ ОСТЕКЛОВАННЫХ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, НАКОПЛЕННЫХ НА ФГУП "ПО "МАЯК"

*С.А. Богатов, П.А. Блохин, С.С. Уткин**Россия, г. Москва, ФГБУН Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН**А.Н. Дорофеев**Россия, г. Москва, Госкорпорация "Росатом"**А.И. Киселёв, П.В. Козлов, С.А. Лукин, М.Б. Ремизов, М.А. Семёнов**Россия, г. Озёрск, ФГУП "ПО "Маяк"*

Одними из наиболее важных характеристик высокоактивных отходов (ВАО) при оценке безопасности их захоронения являются удельные активности долгоживущих и быстромигрирующих радионуклидов и тепловыделение. На основе анализа и систематизации архивных данных по переработке ОЯТ на заводе РТ-1 ФГУП "ПО "Маяк" разработан подход к усреднённой оценке таких параметров накопленных ВАО в виде алюмофосфатных стекол (АФС). В данном подходе всё многообразие типов и времён выдержки ОЯТ до переработки сведено к условному ОЯТ реактора ВВЭР-440, где удельные активности радионуклидов достаточно хорошо известны, со временем выдержки 9 лет. При этом с учётом сложного состава исходных отходов, включающих продукты переработки ОЯТ и иные РАО, полученные в разное время, значения удельной активности радионуклидов и тепловыделения АФС по косвенным данным могут отличаться от полученных средних значений примерно в три раза.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: ВЫСОКОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ, АЛЮМОФОСФАТНЫЕ СТЕКЛА, ОТРАБОТАВШЕЕ ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

В настоящее время на заводе РТ-1 ФГУП "ПО "Маяк" накоплено основное в России количество кондиционированных ВАО в виде АФС, образованных при отверждении жидких радиоактивных отходов от переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). С 1987 по 2010 гг. (время работы электропечей ЭП-500/1-р, ЭП-500/2, ЭП-500/3 и ЭП-500/4) накоплено ~6,2 тыс. т АФС [1]. В конце 2016 г. введена в эксплуатацию электропечь ЭП-500/5, за время работы которой к середине 2020 г. накоплено ~1,6 тыс. т АФС. Согласно классификации [2], такие отходы относятся к РАО класса I, поэтому подлежат глубинному захоронению.

В России ведутся исследования, направленные на поиск наиболее оптимальной конфигурации систем инженерных барьеров (СИБ) для ПГЗРО на участке "Енисейский" (Красноярский край). На данный момент формируется облик подземной исследовательской

лаборатории, где будут отрабатываться и апробироваться предлагаемые решения [3].

Одним из критериев, определяющих планировку и требования к системе инженерных барьеров (СИБ) пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО), является тепловыделение РАО. При понятном стремлении сделать ПГЗРО возможно более компактным, необходимо учитывать, что избыточное тепловыделение РАО будет негативно влиять на защитные свойства СИБ.

Цель переработки ОЯТ – выделение делящихся материалов U, Pu и, периодически, иных радионуклидов для выпуска изотопной продукции. Поэтому контроль параметров при переработке заключается в анализе рафинатов и упаренных ВАО на содержание делящихся материалов, а также в измерениях их элементного состава, суммарной α - и β -активности и активности γ -излучающих радионуклидов:

^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{154}Eu и ^{106}Ru [4]. Для оценки тепловыделения АФС требуется более полный радионуклидный состав. Количественные оценки радионуклидного состава АФС также осложняются тем фактом, что отходы представляют из себя смесь от переработки ОЯТ разных типов.

При этом в партиях на переработку средние значения глубины выгорания основных типов переработанного ОЯТ достаточно близки, и относительные значения концентрации продуктов деления и трансураниевых элементов, определяющих тепловыделение РАО в течение первых нескольких сот лет, особо важных для оценок безопасности ПГЗРО, более-менее постоянны.

Задачей данного исследования является разработка подхода к оценке тепловыделения накопленных на РТ-1 отходов и его зависимости от времени в течение первых 100–200 лет, когда вклад рассматриваемого фактора в безопасность ПГЗРО наиболее существен¹. Рассмотрение ограничено работой электропечей до 2010 г. (конец работы ЭП-500/4). На основе разработанного подхода сделана оценка усреднённых параметров перерабатываемого ОЯТ, и на их основе – переход к значениям активности и энерговыделения АФС по экспериментально измеренной активности ^{137}Cs .

АНАЛИЗ ПРОЦЕССА ОБРАЗОВАНИЯ ПАРТИЙ АФС

После выделения из раствора ОЯТ целевых компонентов на первом цикле экстракции образуются высокоактивные рафинаты (жидкие ВАО) – азотнокислые растворы, содержащие большую часть продуктов деления, трансураниевые и трансплутониевые элементы (ТУЭ и ТПЭ), а также следовые количества недоизвлечённых целевых компонентов.

После переработки ОЯТ различных типов рафинаты первого цикла передаются в цех переработки РАО, где происходит их смешивание в определённых пропорциях с другими ЖРО.

Так образуется исходная смесь ЖРО, которую направляют на упаривание. После упаривания примерно в 5–10 раз жидкие ВАО собирают в ёмкости-хранилища. Из содержимого нескольких ёмкостей-хранилищ формируется объём ВАО для остекловывания, который традиционно называют "операцией" и присваивают ей порядковый номер. После завершения комплектации основные характеристики операции и результаты химического и радиохимического анализов фиксируют в специальном акте, где приводятся расчётные параметры остеклованных ВАО, которые будут получены из этой порции ВАО. В дальнейшем данную порцию ВАО флюсуют жидкими добавками (фосфорной кислотой, раствором нитрата натрия) и перерабатывают в печи прямого электрического нагрева. Расплав фосфатного стекла разливают в бидоны из углеродистой стали объёмом 200 л, которые упаковывают в пеналы из нержавеющей стали. Пеналы герметично заваривают дистанционной аргоновой сваркой и помещают в хранилище.

На различных стадиях переработки ОЯТ и отверждения ВАО происходит перераспределение активности некоторых радионуклидов относительно исходного состава ОЯТ. На первом цикле экстракционной переработки в органическую фазу переходят 99,9 % изотопов урана; 99,5 % изотопов плутония; 98 % изотопов нептуния; 90 % изотопов тория. В АФС практически полностью отсутствуют радиоактивные благородные газы (РБГ), тритий, углерод и изотопы йода. В подходе принимается, что в ЖРО остаётся примерно половина исходной активности радионуклидов платиновой группы (палладий, рутений) и около 5% активности технеция. Перераспределение остальных радионуклидов составляет меньше или порядка 1 % и далее не учитывается.

В среднем из одной порции упаренного раствора (операции) образуется 63 ± 22 пенала, каждый из которых содержит по три (редко – два) бидона с ОВАО. Средняя масса пенала с ОВАО – $1,38 \pm 0,14$ т. Приведённые данные относятся к работе электропечей ЭП-500/1-р, ЭП-500/3 и ЭП-500/4. Реально среднее число пеналов на операцию увеличивалось от 53 пеналов для ЭП-500/1-р до 73 для печи ЭП-500/4.

¹ Основное тепловыделение, определяющее защитные свойства инженерных барьеров, связано с радионуклидами ^{90}Sr и ^{137}Cs , периоды полураспада которых равны ~30 лет.

ПЕРЕРАБОТАННОЕ ОЯТ

На рис. 1 приведена масса ОЯТ, переработанного на заводе РТ-1, и масса полученных ОВАО по годам до 2010 г. Массовые доли переработанного ОЯТ по типам реакторов составляют:

ВВЭР ²	79±11 %
БН	12±10 %
АФ	6±6 %
Остальные	~ 3 %.

Вклад в массу и активность "остального" ОЯТ (промышленных и исследовательских ре-

² В данный тип реакторных установок (РУ), кроме ВВЭР-210, 365 и 440, включён исследовательский реактор ВК-50 – корпусной водо-водяной кипящий реактор с естественной циркуляцией теплоносителя, энергетической мощности 50 МВт. Данная РУ используется для энерго- и теплоснабжения площадки ГНЦ НИИАР, начальное обогащение топлива из UO_2 – 3 %, глубина выгорания ОЯТ – 24...30 МВт·сут/кг (U) [4].

акторов – ПР и ИР) мал по сравнению с основными видами ОЯТ, и для дальнейших оценок примем, что "усреднённое" "историческое" ОЯТ складывается из 81 % ОЯТ водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР-440), 12 % ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах (БН) и 7 % ОЯТ, относящихся к атомному флоту (АФ), из которого большая часть относится к атомным подводным лодкам (АПЛ).

ВВЭР

Среднее начальное обогащение первых реакторов ВВЭР-440 по ^{235}U составляло 3,6 % при проектной глубине выгорания $W=36$ МВт·сут/кг(U) [5].

БН

Для консервативных оценок принимаются параметры реактора БН-600. Для модификации активной зоны 01 (1980–1986 гг.) среднее обогащение топлива в активной зоне 26 %,

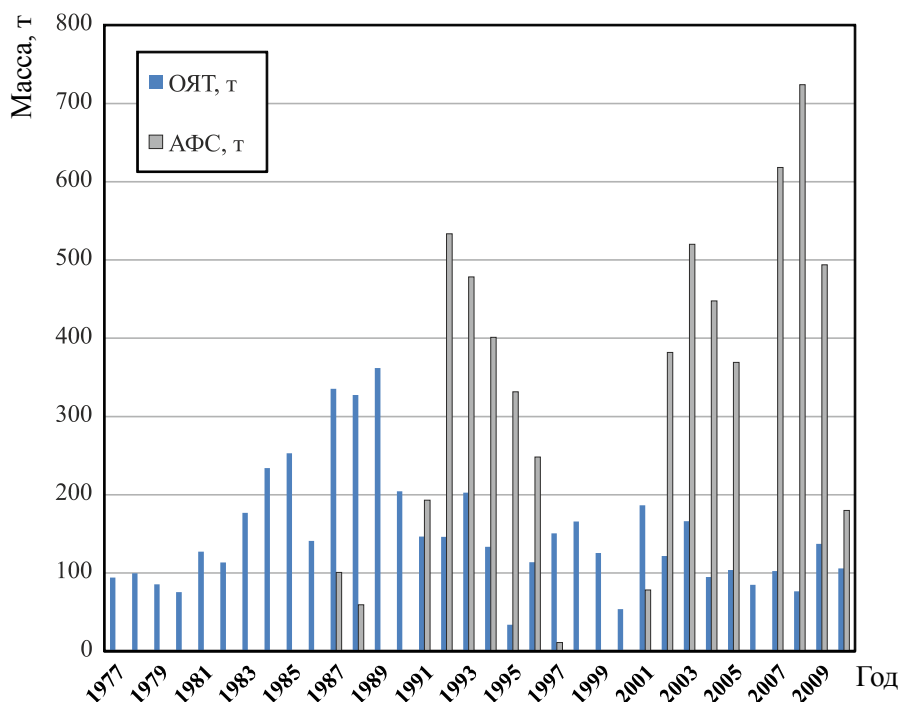


Рис. 1. Масса переработанного на заводе РТ-1 ОЯТ и образованных ОВАО до 2010 г.

соотношение масс урана в активной зоне и зоне воспроизводства $\sim 1:3$. Максимальное значение выгорания W в активной зоне – 7,2 % тяжёлых атомов, или глубина выгорания 85 МВт·сут/кг(U). Средняя глубина выгорания по активной зоне и зоне воспроизводства – 42,5 МВт·сут/кг(U) [6].

АФ

Глубина выгорания ОЯТ АПЛ, вносящего максимальный вклад в активность ОЯТ АФ, меняется в широких пределах от единиц до свыше 100 МВт·сут/кг(U) при среднем значении $W=37$ МВт·сут/кг(U). Начальное обогащение АПЛ I–II поколений составляло 21 %, среднее время выдержки в реакторе АПЛ – свыше десяти лет [7–9].

Отсюда средняя глубина выгорания основных типов переработанного "исторического" ОЯТ относительно постоянна и в принятом подходе составит $W=0,81 \cdot 36 + 0,12 \cdot 42,5 + 0,07 \cdot 37 = 36,9$ МВт·сут/кг(U). Оценка глубины выгорания $W=40$ МВт·сут/кг(U) для "среднего" ОЯТ будет достаточно консервативной.

Остаточное обогащение по ^{235}U в ОВАО составляет $1,4 \pm 0,5$ %.

Для упрощенных оценок в данной работе предлагается свести всё многообразие перерабатываемого ОЯТ к ОЯТ одного типа РУ ВВЭР-440, для которого принята глубина выгорания 40 МВт·сут/кг(U). Данному значению глубины выгорания и остаточному обогащению 1,4 % по ^{235}U хорошо соответствует ОЯТ РУ ВВЭР-440 с начальным обогащением 4,38 % [10], радионуклидный состав которого и будет использоваться для дальнейших оценок.

Выдержка принятого ОЯТ до переработки оценивалась из среднего значения отношения активности $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$. На рис. 2 приведено частотное распределение отношения активности $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ для электропечей ЭП-500/1р – ЭП-500/4.

Распределение значений активности изотопов цезия в ОВАО имеет большой разброс. Среднее значение отношения $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ на рис. 2 равно $0,08 \pm 0,05$, медиана распределения равна примерно 0,07. Значению $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}=0,08$

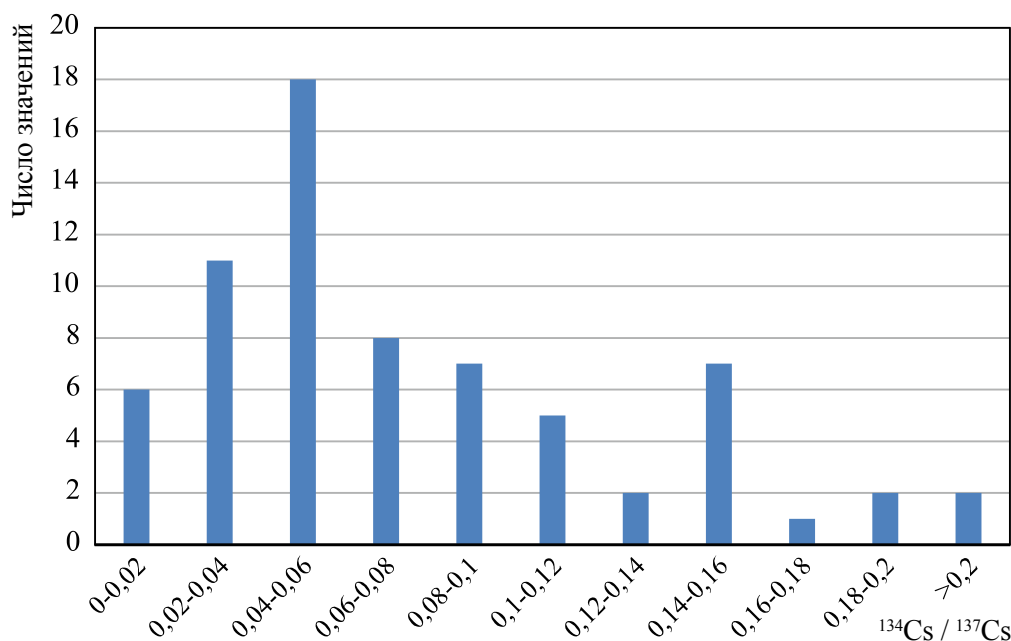


Рис. 2. Частотное распределение отношения значений активности ^{134}Cs и ^{137}Cs на момент образования ОВАО

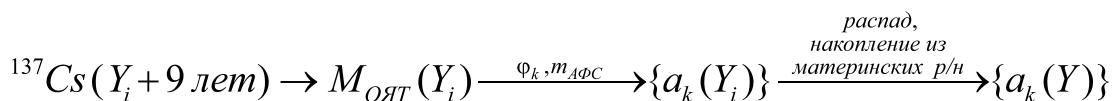


Рис. 3. Схема расчёта средних значений удельной активности АФС на 2010 г.

Таблица 1

Принятые значения коэффициентов перехода радионуклидов в раствор ВАО (φ_k) исходной удельной активности нуклидов в ОЯТ к удельной активности радионуклидов в растворах ВАО, поступающих на остекловывание [11, 12]

Элемент	U*	Pu	Np	Th	Ru, Pd	Tc	РБГ, Н, С, I	Остальные
φ_k	10^{-2}	$6 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-2}$	0,1	0,5	$5 \cdot 10^{-2}$	0	1

Примечание. *Значения получены пересчётом реальных значений содержания U в АФС для выбранного модельного ОЯТ с учётом всех технологических потоков ЖРО.

соответствует время выдержки (от выгрузки до момента переработки) ОЯТ **ВВЭР-440 с обогащением 4,38 % и глубиной выгорания 40 МВт·сут/кг(U)**, равное **9 лет** (в соответствии с [10] более точное значение $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ для выбранного ОЯТ составляет 0,0841). Следует отметить, что реальное время выдержки перерабатываемого ОЯТ может меняться от года до более сорока лет.

Для оценок удельной активности и тепловыделения ОВАО использовался подход, схема которого приведена на рис. 3.

Необходимо найти удельные активности k радионуклидов операции i на заданный момент времени Y по измеренной активности ^{137}Cs упаренного раствора на момент времени Y_i , $^{137}\text{Cs}(Y_i)$.

Предполагая среднее время выдержки ОЯТ до переработки 9 лет, по активности ^{137}Cs , с учётом поправки на его распад, находится масса условного топлива ВВЭР-400 в операции, $M_{\text{ОЯТ}}$. Далее, зная коэффициенты перехода радионуклидов в раствор, φ_k , и массу образованного для данной операции АФС, $m_{\text{АФС}}$, определяется набор удельных активностей радионуклидов в АФС на время его образования, $\{a_k(Y)\}$, которые с учётом распада и накопления радионуклидов по радиоактивным цепочкам пересчитываются на требуемый момент времени Y , $\{a_k(Y)\}$.

Принятые в оценках коэффициенты перехода радионуклидов в раствор ВАО (φ_k) приведены в табл. 1.

В табл. 2 приведены: год образования АФС (до 2010 г), масса АФС, экспериментально измеренные значения активности ^{137}Cs в ВАО, отправляемых на остекловывание, и полученные на их основе значения массы переработанного условного ОЯТ.

По более реалистичным оценкам и архивной информации в период 1977–2010 гг. переработано 5083 т ОЯТ и масса наработанных АФС составила 6170 т ($6170/5083 \approx 1,21$ т(АФС)/т(ОЯТ)). С учётом остатка накопленных в ёмкостях на конец 2010 г. ВАО (потенциальное стекло), общее отношение вырастает до 1,4–1,6, что примерно в 1,4 раза меньше, чем в подходе, основанном на "условном" ОЯТ и активности ^{137}Cs (2,16 т(АФС)/т(ОЯТ)). Скорее всего, последний результат связан с завышенными оценками глубины выгорания перерабатываемого ОЯТ. Данные результаты позволяют оценить точность подхода с использованием "условного" ОЯТ. Однако получаемые результаты достаточно близки и могут использоваться для предварительных оценок.

Определение массы условного ОЯТ по активности ^{137}Cs предполагает, что вся его активность остаётся в рафинатах, образующихся непосредственно от переработки ОЯТ. Однако в некоторых случаях это предположение неверно. Например, с 1996 по 2007 гг. на ФГУП "ПО "Маяк" проводились работы по выделению на установке УЭ-35 цезий-стронциевого концен-

Таблица 2
Архивные данные по наработке
АФС по годам

Год, Y_i	Масса АФС, т m_i	Активность $^{137}\text{Cs}^*$, Бк	$M_{\text{ОЯТ}}$ т
1987	100,7	$3,30 \cdot 10^{16}$	8,60
1988	59,3	$2,75 \cdot 10^{16}$	7,15
1991	193,2	$4,41 \cdot 10^{17}$	$1,15 \cdot 10^2$
1992	533,4	$9,76 \cdot 10^{17}$	$2,54 \cdot 10^2$
1993	478,2	$8,70 \cdot 10^{17}$	$2,26 \cdot 10^2$
1994	401,1	$9,31 \cdot 10^{17}$	$2,42 \cdot 10^2$
1995	331,5	$3,41 \cdot 10^{17}$	$8,85 \cdot 10^1$
1996	248,1	$5,11 \cdot 10^{17}$	$1,33 \cdot 10^2$
1997	11,0	$2,87 \cdot 10^{17}$	$7,45 \cdot 10^1$
2001	78,5	$4,14 \cdot 10^{17}$	$1,07 \cdot 10^2$
2002	381,9	$1,24 \cdot 10^{18}$	$3,21 \cdot 10^2$
2003	520,1	$1,04 \cdot 10^{18}$	$2,71 \cdot 10^2$
2004	447,8	$6,21 \cdot 10^{17}$	$1,61 \cdot 10^2$
2005	369,1	$4,76 \cdot 10^{17}$	$1,24 \cdot 10^2$
2007	618,2	$6,58 \cdot 10^{17}$	$1,71 \cdot 10^2$
2008	724,0	$9,72 \cdot 10^{17}$	$2,52 \cdot 10^2$
2009	493,8	$7,90 \cdot 10^{17}$	$2,05 \cdot 10^2$
2010	179,8	$3,95 \cdot 10^{17}$	$1,03 \cdot 10^2$

Примечание. * В случае отсутствия архивных данных непосредственно измеренной на данную операцию активности ^{137}Cs , она восстанавливалась по усреднённому за ближайшие годы отношению суммарной β -активности и активности ^{137}Cs , где присутствовали оба данных значения.

трата [12]. Экстракция фракции Cs–Sr после разбавления исходных ВАО проводилась с помощью хлорированного дикарболлида кобальта в "тяжелом" фторированном разбавителе, а выделение из полученных рафинатов трансплутониевых и редкоземельных элементов – методом оксалатного осаждения. В результате на остекловывание попадали ВАО, чья удельная активность определялась практически полностью цезием и стронцием, и ВАО, чья удельная активность определялась трансплутониевыми

и редкоземельными элементами. Таким образом, состав примерно 2900 м^3 образовавшихся в результате данной деятельности ВАО, отправленных на остекловывание, мог существенно отличаться от "среднего". Однако с учётом того, что суммарная масса ВАО, отправленных на остекловывание за весь рассматриваемый период, превышает $32\,000 \text{ м}^3$, доля ВАО с существенным фракционированием радионуклидов не превышает 10 % общего количества, и ее вклад лежит в пределах неопределённостей настоящих оценок.

ИНЫЕ РАДИОНУКЛИДЫ, ЗНАЧИМЫЕ ДЛЯ ДОЛГОВРЕМЕННОЙ АКТИВНОСТИ ПГЗРО

В [10] отсутствуют данные для расчёта в ОЯТ продуктов деления ^{129}I , ^{36}Cl . Значения активности вышеперечисленных нуклидов получены на основе данных [13], где, исходя из крайне консервативных соображений, приведены соответствующие оценки для ОЯТ ВВЭР с глубиной выгорания $40 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг(U)}$.

При растворении ОЯТ большая часть йода, находящаяся в ОЯТ в химической форме йодида цезия, окисляется до молекулярного йода, выходит из ёмкости растворителя в газовой фазе и иммобилизуется в системе газоочистки. Оставшаяся часть может находиться в растворе в виде соединений йодатов (IO_3^-) и нерастворимых форм, типа коллоидов йодида серебра (йод и серебро являются продуктами деления урана). При переработке 1 ттм ОЯТ с принятой глубиной выгорания в рафинате остаётся около 4 % йода, или активность $4,33 \cdot 10^7$ Бк. По ранее полученным оценкам, из рафинатов переработки 1 ттм ОЯТ образуется около 2,16 т АФС, и удельная активность ^{129}I в ОВАО составит $2 \cdot 10^7$ Бк/т.

Радионуклид ^{36}Cl образуется в топливе реактора и оболочках ТВЭЛ за счёт реакции активации природного изотопа ^{35}Cl . Аналогично йоду, ^{36}Cl при растворении ОЯТ образует нерастворимые соли, соединяясь с серебром. По оценкам [13], в рафинатах от переработки 1 ттм остаётся 2 % активности ^{36}Cl из ОЯТ – $4 \cdot 10^4$ Бк, и удельная активность ^{36}Cl в образующихся при переработке 1 ттм ОЯТ 2,16 т АФС составит около $1,9 \cdot 10^4$ Бк/т.

УСРЕДНЁННЫЕ ЗНАЧЕНИЯ АКТИВНОСТИ РАДИОНУКЛИДОВ И ТЕПЛОЫДЕЛЕНИЕ ОВАО

Полученные в рамках вышеприведённых предположений значения усреднённой активности радионуклидов в АФС на 2010 г. приведены в табл. 3.

Зависимость среднего тепловыделения ОВАО по годам, рассчитанное по данным табл. 3, приведено на рис. 4. Объёмное тепловыделение АФС, $H(t)$ (где H – тепловыделение, кВт/м³, t – время, годы) до 4000-го года со сред-

ней точностью примерно 8 % может аппроксимироваться аналитической зависимостью

$$H(t) = -0,0606 \cdot e^{-\frac{t}{3,76}} + 0,655 \cdot e^{-\frac{t}{26,04}} + \\ + 0,502 \cdot e^{-\frac{t}{63,75}} + 0,0074 \cdot e^{-\frac{t}{1312}}$$

(пунктирная линия на рис. 4).

Удельные активности АФС по годам для радионуклидов, определяющих тепловыделение АФС, могут отличаться от средних значений в ~3 раза.

На рис. 5 приведены десять радионуклидов, вклад которых в тепловыделение ОВАО в разные моменты времени является преобладающим.

Видно, что в первые сотни лет тепловыделение АФС определяется относительно короткоживущими радионуклидами, активности которых, как и реперного радионуклида ¹³⁷Cs в ОВАО, достаточно линейно зависит от глубины выгорания ОЯТ и может весьма точно оцениваться в предложенном подходе. В более поздние моменты времени, когда преобладающим становится вклад U, Pu, ТУЭ, ТПЭ и продуктов их распада, активность которых в значительной степени зависит от истории работы реакторов на мощности, точность данного подхода невелика. Однако, как можно видеть из рис. 5, тепловыделение ОВАО к 3000 г. спадёт более чем на два порядка величины.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработан подход к оценке тепловыделения накопленных на РТ-1 отходов и его зависимости от времени. Выполнена оценка усреднённых параметров перерабатываемого ОЯТ, и на их основе – переход к значениям активности и энерговыделения АФС по экспериментально измеренной активности ¹³⁷Cs.

По утвержденной "Стратегии создания пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов" [14] можно полагать, что начало захоронения АФС начнётся примерно в 2066 г. Ожидаемое на указанный момент тепловыделение АФС составит менее ~0,3 кВт/м³ (АФС), что существенно ниже требований [15]. Приведённые оценки должны быть использованы при анализе возможных конфигураций СИБ.

Таблица 3

Усреднённые активности радионуклидов в АФС, полученном в течение 1987–2010 гг. в пересчёте на 2010 г (Бк/т)³

Нуклид	Бк/т	Нуклид	Бк/т	Нуклид	Бк/т
²²⁷ Ac	5,0·10 ²	²³⁷ Np	1,7·10 ⁸	^{121m} Sn	1,9·10 ¹¹
²⁴¹ Am	3,6·10 ¹²	²³¹ Pa	1,9·10 ³	¹²⁶ Sn	1,1·10 ¹⁰
^{242m} Am	2,1·10 ¹¹	²¹⁰ Pb	4,7·10 ¹	⁹⁰ Sr	1,0·10 ¹⁵
²⁴³ Am	4,2·10 ¹¹	¹⁰⁷ Pd	2,2·10 ⁹	⁹⁹ Tc	1,4·10 ¹⁰
^{137m} Ba	1,4·10 ¹⁵	¹⁴⁴ Pr	1,4·10 ¹²	²²⁸ Th	2,8·10 ⁻²
¹⁴⁴ Ce	1,4·10 ¹²	²³⁸ Pu	4,1·10 ¹²	²²⁹ Th	1,2·10 ¹
³⁶ Cl	1,9·10 ⁴	²³⁹ Pu	4,3·10 ¹⁰	²³⁰ Th	6,1·10 ⁴
²⁴² Cm	1,7·10 ¹¹	²⁴⁰ Pu	1,3·10 ¹¹	²³² Th	5,7·10 ⁻²
²⁴⁴ Cm	2,7·10 ¹³	²⁴¹ Pu	7,2·10 ¹²	²³³ U	1,3·10 ⁴
²⁴⁵ Cm	5,2·10 ⁹	²⁴² Pu	2,2·10 ⁸	²³⁴ U	4,5·10 ⁸
¹³⁴ Cs	3,3·10 ¹³	²²⁶ Ra	2,5·10 ²	²³⁵ U	4,8·10 ⁶
¹³⁵ Cs	1,1·10 ¹⁰	²³⁸ Ra	3,5·10 ⁻²	²³⁶ U	6,2·10 ⁷
¹³⁷ Cs	1,5·10 ¹⁵	¹⁰⁶ Rh*	2,0·10 ¹²	²³⁸ U	5,3·10 ⁷
¹⁵⁴ Eu	3,7·10 ¹³	¹⁰⁶ Ru	2,0·10 ¹²	⁹⁰ Y	1,0·10 ¹⁵
¹⁵⁵ Eu	5,5·10 ¹²	¹²⁵ Sb	4,3·10 ¹²	⁹³ Zr	3,7·10 ¹⁰
¹²⁹ I	2,0·10 ⁷	⁷⁹ Se	1,4·10 ¹⁰		
^{93m} Nb	1,9·10 ¹⁰	¹⁵¹ Sm	8,0·10 ¹²		

Примечание. * Дочерний продукт ¹⁰⁶Ru.

³ Значения активности некоторых радионуклидов на 2010 г. пренебрежимо малы (например, ²²⁷Ac, ²³¹Pa, ²¹⁰Pb, ^{226,228}Ra, ^{228–232}Th). Однако накопление этих радионуклидов в геологических масштабах времени может быть значительным, и они приведены в табл. 3 как задел для будущих оценок.

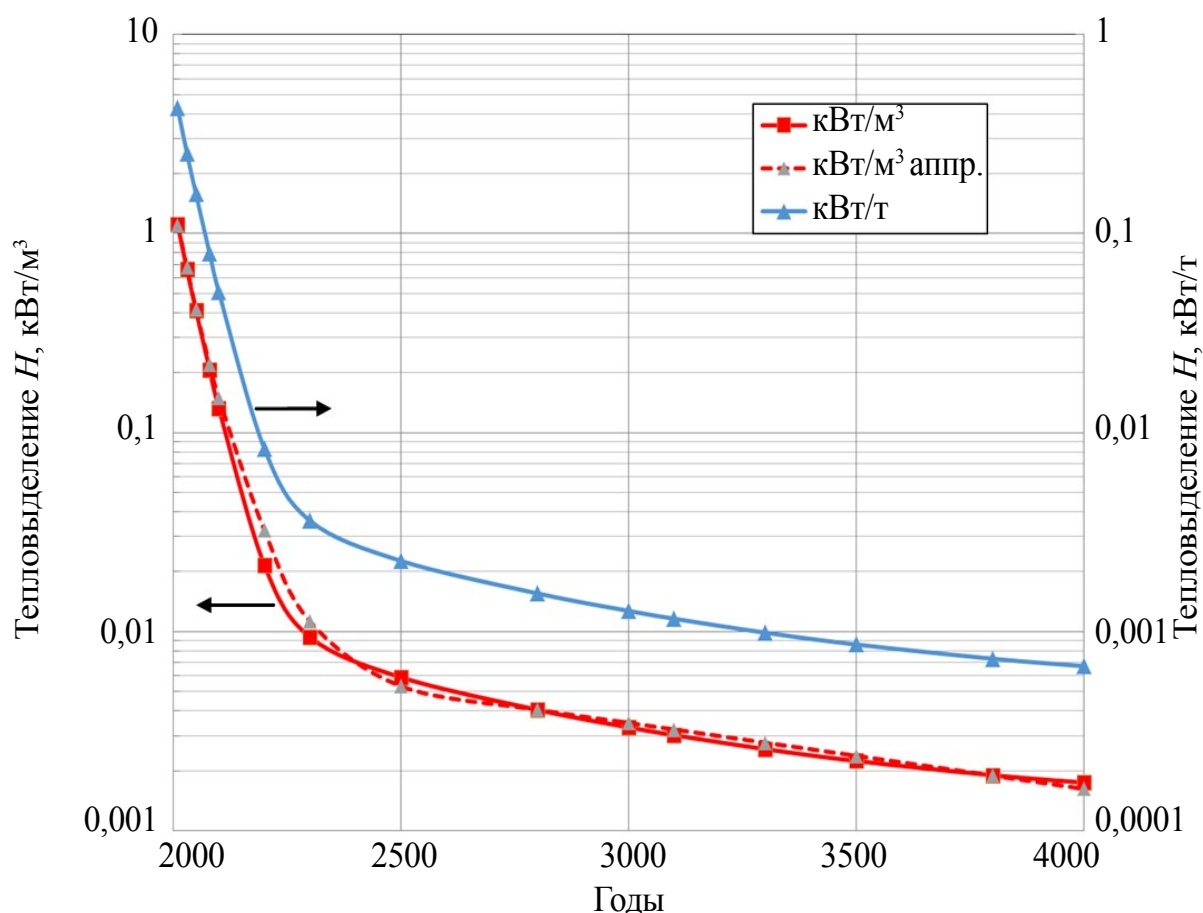


Рис. 4. Тепловыделение ОВАО по календарным годам, нормированное на массу и объем АФС

ЛИТЕРАТУРА

1. Ремизов М.Б., Козлов П.В., Логунов М.В. и др. Концептуальные и технические решения по созданию на "ПО "Маяк" установок остекловывания текущих и накопленных жидких ВАО // Вопросы радиац. безопасности. – 2014. – № 3. – С. 17–25.
2. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 года № 1069 "О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классифи-

- кации удаляемых радиоактивных отходов".
3. Абрамов А.А., Большов Л.А., Дорофеев А.Н. и др. Подземная исследовательская лаборатория в Нижнеканском массиве: эволюционная проработка облика // Радиоактивные отходы. – 2020. – № 1(10). – С. 9–21. – DOI: 10.25283/2587-9707-2020-1-9-21
4. Самойлов А.А., Блохин П.А. и др. Методический подход к определению радиологически значимых радионуклидов для оценки долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов // Вопросы радиац. безопасности. – 2017. – № 3. – С. 21–31.
5. Семёнов В.В. Основные физико-технические характеристики реакторных установок типа

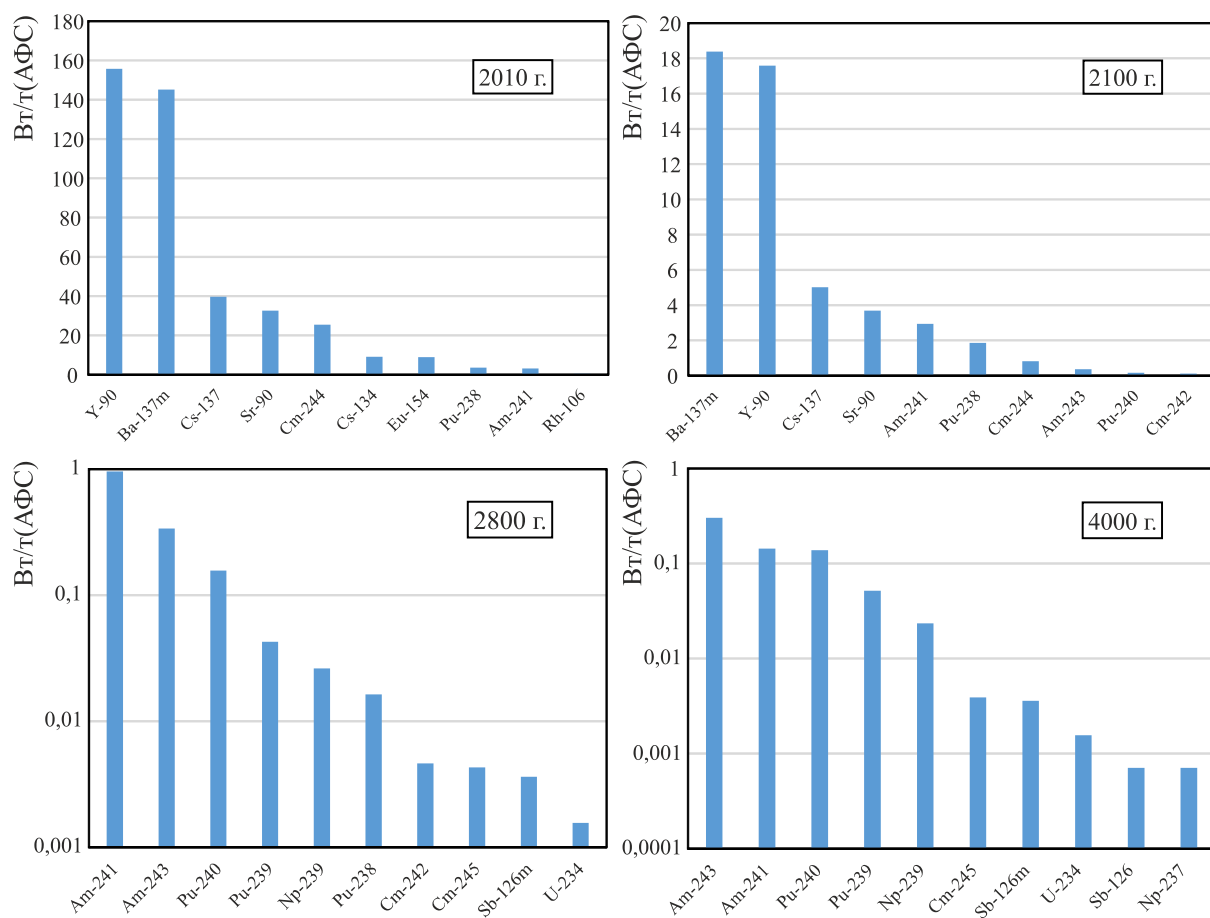


Рис. 5. Основные радионуклиды, вклад которых в тепловыделение АФС является преобладающим в разные моменты времени

ВВЭР/ИАЭ-3104. – М.: ИАЭ им. И.В.Курчатова, 1979. – 45 с. – <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/11/514/11514338.pdf>

6. Ошканов Н.Н., Сараев О.М., Говоров П.П. и др. 30-летний опыт эксплуатации быстрого натриевого реактора БН-600 // Атомная энергия. – 2010. – Т. 108, вып. 4. – С. 186–197.

7. Антипов С.В., Ахунов В.Д., Билашенко В.П. и др. Радиоэкологические последствия эксплуатации и утилизации объектов атомного флота в Дальневосточном регионе / ИБРАЭ РАН, под ред. акад. А.А. Саркисова. – М., 2010. – 388 с.

8. Bukharin O., Handler J. Russian Nuclear-Powered Submarine Decommission, Kluwer Academic Publ. Dordrecht; Boston; London, 1996.

9. Морские реакторы. Реакторы для подводного флота. URL: <http://www.biblioatom.ru/evolution/istoriya-osnovnyh-sistem/istoriya-reactorov/vm-4/>. Дата обращения 26.10.2020.

10. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии "Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных". РБ-093-20. – М.: ФБУ "НТЦ ЯРБ", 2020. – 140 с.

11. Ремизов М.Б., Козлов П.В., Борисенко В.П., и др. Разработка алгоритма оценки радионуклидного состава остеклованных ВАО ФГУП "ПО "Маяк" для цели их безопасного захороне-

ния // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 3 (4). – С. 102–110.

12. Логунов М.В., Ворошилов Ю.А., Бабаин В.А., Скобцов А.С. Опыт освоения, промышленной эксплуатации и оптимизации комплексной экстракционно-осадительной технологии фракционирования жидких высокоактивных отходов на ПО "Маяк" // Радиохимия. – 2020. – Т. 62. – № 6. – С. 463–484.

13. Богатов С.А., Блохин П.А., Козлов П.В., Ремизов М.Б. Оценочный расчёт активности некоторых долгоживущих радионуклидов в составе РАО класса 1 – остеклованных ВАО, об-

разующихся при переработке ОЯТ реакторов ВВЭР // Вопросы радиац. безопасности. – 2019. – № 2. – С. 39–46.

14. Новые документы. Стратегия создания пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 2(3). – С. 114–120.

15. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения" (НП-093-14). – Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2014. – 25 с.

УДК 621.039.58

© 2021

МЕТОДОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ КОНТРОЛЯ ВЫБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В АТМОСФЕРУ ИЗ БАШЕННЫХ ГРАДИРЕН ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

*А.А. Рыбин, В.В. Серебряков, В.А. Узиков
Россия, г. Димитровград, АО "ГНЦ НИИАР"*

Представлены результаты расчётно-экспериментальных и метрологических исследований, заложенных в основу положений методики контроля выбросов в атмосферу радионуклидов в составе паро-капельной смеси из устья башенных градирен действующих исследовательских ядерных установок.

Разработанная и аттестованная методика включает периодический контроль содержания радиоактивных примесей в охлаждаемом теплоносителе градирен, термодинамические расчёты массы капель и пара, уносимых в атмосферу восходящими внутри градирни охлаждающими потоками воздуха, расчёт суммарной активности содержащихся в них радионуклидов. Приведены формулы для расчётов разовых и длительных выбросов и метрологические характеристики методики. В ходе расчётов детально учитываются реальные параметры и режимы работы реакторов и градирен, контролируемые суточные изменения параметров атмосферного воздуха, измеренные значения удельной активности радионуклидов в пробах охлаждаемого теплоносителя, что позволяет получать достоверные значения выбросов.

Рассмотрены результаты контроля радионуклидов в выбросах градирен с применением описанной методики в течение нескольких лет.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА, ГРАДИРНЯ, КАПЛИ, ПАР, ВЫБРОСЫ, РАДИОАКТИВНОСТЬ, РАДИОНУКЛИДЫ, ТРИТИЙ, КОНТРОЛЬ, МЕТОДИКА, РАСЧЁТ

Проблема определения вклада башенных градирен, работающих в составе АЭС, а также исследовательских ядерных установок (ИЯУ) в потенциально возможное облучение населения и негативное воздействие на окружающую среду актуальна, но экспериментально недостаточно изучена [1, 2]. Выбросы радиоактивных веществ (РВ) в большинстве случаев оцениваются по косвенным признакам, путём инструментальных измерений содержания радионуклидов в объектах окружающей среды, расположенных в зоне размещения рассматриваемых градирен. Имеющиеся подходы к расчёту суммарных поступлений РВ через устье башенных градирен в окружающую среду консервативны, не учитывают многих технических, технологических, метеорологических и других факторов, реально влияющих на величину этих поступлений, методики расчётов обычно метрологически не аттестованы.

Градирни ИЯУ, на которых проведены экспериментальные и расчётные исследования, обеспечивают отвод в атмосферу тепла, передаваемого в промежуточных теплообменниках от радиоактивного теплоносителя первого контура реактора к водяному теплоносителю контура градирни, входящему в состав контура оборотного водоснабжения (КОВ). В башне любой градирни осуществляется охлаждение ниспадающего водяного теплоносителя восходящим атмосферным воздухом, сопровождающееся процессами формирования и сепарации (разделения) потоков капель на нисходящий (расход охлажденной воды) и восходящий (унос капель с паром). В результате происходит постоянный выброс в атмосферу большого количества воды в виде паро-капельной смеси, а КОВ требует постоянной подпитки, которая осуществляется водозабором из специально обустроенных или естественных ближайших водоёмов.

При нормальной работе АЭС или ИЯУ с подпиточной водой из заборного водоёма в КОВ поступают радионуклиды естественного (глобального), а также техногенного происхождения, в том числе РВ, осевшие из газоаэрозольных выбросов (ГАВ) работающих ближайших установок [3]. При отклонениях от нормальной эксплуатации оборудования ИЯУ также есть потенциальная вероятность поступления радиоактивного теплоносителя из первого реакторного контура через теплообменники в контур охлаждения градирни. Таким образом, градирни ИЯУ являются источником поступления в окружающую среду РВ в составе паро-капельной смеси.

На АЭС наличие промежуточного парогенерирующего контура делает попадание РВ из реакторной воды в контур градирен маловероятным. Помимо ГАВ АЭС источниками поступления РВ в третий контур являются различные слабоактивные дебалансные воды, в итоге градирни и брызгальные бассейны АЭС являются источниками выброса радионуклидов в атмосферу в результате испарения и капельного уноса [2].

По регламенту на ИЯУ и АЭС осуществляется периодический контроль радиоактивных и химических примесей в охлаждающем теплоносителе градирен (или в брызгальном бассейне) и в подпиточной воде из водоёма-охладителя, обычно ближайшей реки. Экспериментальная и метрологическая трудность требуемого контроля РВ в выбросах связана с тем, что их удельная активность в подпиточной природной воде и теплоносителе контура охлаждения градирни (при нормальной работе реакторных установок) мала – суммарная удельная активность обычно регистрируемых радионуклидов не превышает 1 Бк/кг. Это практически исключает контроль радионуклидов непосредственно в устье градирни в паро-капельной водяной фазе, где их активность ещё в сотни раз меньше за счёт эффекта дистилляции, причём потребовалась бы большая масса пробы, достаточная для обеспечения приемлемой расширенной неопределённости результатов измерений удельной активности.

В АО "ГНЦ НИИАР" в результате полномасштабных экспериментальных и расчётных исследований была разработана методика

контроля выбросов радионуклидов в атмосферу в результате капельно-парового уноса через устья башенных градирен работающих в институте ИЯУ. В основе методики – контроль содержания радиоактивных примесей в охлаждаемом теплоносителе градирен, термодинамические расчёты массы капель и пара, уносимых в атмосферу восходящими внутри градирни охлаждающими потоками воздуха, и расчёт суммарной активности содержащихся в них контролируемых радионуклидов. В отличие от консервативных проектных нормативов учёта массы выбросов теплоносителя градирен в атмосферу, разработанная методика детально учитывает конструктивные особенности, текущие технологические параметры и режимы работы градирен, суточные и сезонные колебания температуры, влажности и давления атмосферного воздуха. При этом методика позволяет определять текущий, разовый выброс радионуклидов, постоянно поступающих в КОВ, например, из заборного водоёма, а также интегральный выброс за длительный период нормальной эксплуатации. Эта методика может также эффективно использоваться для расчёта кратковременных выбросов в случае нештатного появления РВ в охлаждаемом теплоносителе.

ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ И РАСЧЁТНЫЕ ПОДХОДЫ МЕТОДИКИ КОНТРОЛЯ ВЫБРОСОВ

Расчёт масс капель и пара

Выброс капель и пара и, соответственно, содержащихся в них РВ, определяется многими факторами, которые делят обычно на три основных вида: технические, технологические и метеорологические.

В перечень технических факторов входят такие, как:

- тип градирни по способу организации тяги воздуха (с естественной тягой – башенные, как в НИИАР; или с принудительной тягой – вентиляторные);
- тип и характеристика системы водораспределения градирни (напорная трубчатая с оросительными соплами, безнапорная лотковая с разбрызгивающими устройствами);
- тип и характеристика оросителей;

– наличие и свойство водоуловителя, улавливающего уносимые воздухом капли;
– геометрические и аэродинамические характеристики градирни.

К технологическим факторам относят:

– расход охлаждаемого теплоносителя, поступающего на градирню;
– распределение и скорость воздуха в градирне;
– тепловая нагрузка реакторной установки;
– концентрация химических и радиоактивных примесей в теплоносителе.

Основными метеорологическими факторами являются:

– термодинамическое состояние и параметры атмосферного воздуха,
– характеристики ветра,
– временная изменчивость метеорологических параметров.

Все эти факторы учитываются величинами и параметрами, входящими в расчётные формулы методики. Изменяющиеся параметры отслеживаются для каждой градирни в течение всего времени её работы, их значения фиксируются с заданным периодом в специальной базе данных и используются в расчётах.

Принятые в методике расчётные подходы распространяются на башенные градирни с открытой поверхностью водяного теплоносителя разных типов: одна с оросителями и каплеуловителями (для установок СМ-3 и РБТ-6), другая – с разбрызгивателями, но без каплеуловителей (для установок МИРМ1 и РБТ-10/2), и ещё две градирни разных типов для охлаждения теплоносителя второго контура реакторной установки ВК-50 (табл. 1).

Выброс из градирни характеризуется объёмом или массой воды, выбрасываемой из градирни в атмосферу в единицу времени в виде капель или пара с возможным содержанием радионуклидов, их объёмной или удельной радиоактивностью. Для кратковременных изменений технических или метеорологических условий установлено понятие *разовый выброс*.

Максимальный разовый выброс капель (объёмный расход жидкости) рассчитывается по следующим формулам (1, 2, 3):

из градирен без каплеуловителя:

$$Q_{\kappa 0(p)} = q_{\max} \cdot F_{op} \left\{ 1 - \exp \left[- \left(\frac{d_{\kappa \max}}{d_m} \right)^C \right] \right\}, \quad (1)$$

из градирен с каплеуловителем:

$$Q_{\kappa y(p)} = q_{\max} \cdot F_{op} \left\{ \int_0^{t_{\max}} \exp \left[- \left(\frac{d_m}{d_s} \right)^M t^{\frac{M}{C}} - t \right] dt \right\}, \quad (2)$$

$$t = \left(\frac{d_{\kappa}}{d_m} \right)^C, \quad t_{\max} = \left(\frac{d_{\kappa \max}}{d_m} \right)^C, \quad (3)$$

где

$Q_{\kappa 0(p)}$ и $Q_{\kappa y(p)}$ – суммарный объём (физический) удаляемых в атмосферу капель, м³/ч;

q_{\max} – плотность орошения, формирующая максимальный разовый выброс капель, м³/м²·ч;

F_{op} – площадь орошения, м²;

$d_{\kappa \max}$ – максимальный диаметр выбрасываемых капель (определяется по формуле (8)), м;

M и d_s – параметры, характеризующие фракционную эффективность конкретного водоуловителя (определяются из его типа);

Таблица 1

Основные характеристики башенных градирен ИЯУ АО "ГНЦ НИИАР"

Охлаждаемые реакторы	Тепловая мощность ИЯУ, МВт	Высота градирен, м	Диаметр градирен, м	Тип оросителей	Подача теплоносителя, м ³ /с	Температура теплоносителя, °С
СМ-3	100	54	24,5	с каплеуловителями	1,4	40
РБТ-6	6					
МИРМ1	50	64	36,5	без каплеуловителей	1,9	20
РБТ-10/2	10					
ВК-50	200	60	66	с каплеуловителями	4,3	35
		60	66	без каплеуловителей	4,3	35

c и d_m – параметры спектра капель над системой водораспределения, они зависят от типа градирни и выбираются по соответствующим таблицам.

Интеграл в формуле (2) с приемлемой точностью вычисляется по квадратурной формуле Гаусса (4) с учётом параметров (5, 6, 7):

$$\int_0^{t_{\max}} \exp \left[- \left(\frac{d_m}{d_g} \right)^M t^{\frac{M}{C}} - t \right] dt = \frac{t'_i}{2} \sum_{i=0}^{i=5} A_i \cdot F(t'_i), \quad (4)$$

где $t'_i = B_i \cdot t_{\max}$ (5)

$$F(t'_i) = \exp \left[- \left(\frac{d_m}{d_g} \right)^M t'^{\frac{M}{C}}_i - t'_i \right], \quad (6)$$

$A_1=0,237$ $A_2=0,479$ $A_3=0,569$ $A_4=0,479$ $A_5=0,237$
 $B_1=0,047$ $B_2=0,231$ $B_3=0,500$ $B_4=0,769$ $B_5=0,953$ (7)

Максимальный диаметр выбрасываемых капель $d_{\kappa \max}$ (над системой водораспределения в градирне), м, определяется по эмпирической формуле (8):

$$d_{\kappa \max} = 0,221 \cdot 10^{-3} (v + 0,163), \quad (8)$$

где v – скорость воздуха в градирне на отметке сопел, м/с, определяемая следующим соотношением (9):

$$v = \frac{c_{\text{жс}} \cdot q \cdot \rho_{\text{жс}} \cdot (t_1 - t_2)}{3600 [(h_2 - h_1) - c_{\text{жс}} (d_2 - d_1) \cdot t_2] \cdot 1/2 (\rho_{\text{вл1}} + \rho_{\text{вл2}})}, \quad (9)$$

где $c_{\text{жс}}$ – теплоёмкость воды, принимаемая равной 4,186 кДж/кг·°С;

q – плотность орошения градирни (по технологическому регламенту или расчётная), м³/м²·ч;

$\rho_{\text{жс}}$ – плотность воды, поступающей на градирню, кг/м³;

h_1 – энтальпия (теплосодержание) наружного воздуха при его температуре Θ_1 , Дж/кг;

h_2 – энтальпия выходящего из градирни воздуха при его температуре Θ_2 , кДж/кг;

d_1 – влагосодержание наружного воздуха при его температуре Θ_1 , кг/кг;

d_2 – влагосодержание выходящего из градирни воздуха при его температуре Θ_2 , кг/кг;

t_1 – температура горячей воды, поступающей на градирню, °С;

t_2 – температура охлажденной воды, выходящей из градирни, °С;

$\rho_{\text{вл1}}$ – плотность влажного наружного воздуха при его температуре Θ_1 и относительной влажности ϕ_1 , кг/м³;

$\rho_{\text{вл2}}$ – плотность влажного воздуха, выходящего из градирни, при его температуре Θ_2 и относительной влажности ϕ_2 (может быть принята за 100 %), кг/м³.

Плотность орошения градирни q определяется соотношением (10):

$$q = Q_{\text{эп}} / F_{\text{оп}}, \quad (10)$$

где $Q_{\text{эп}}$ – расход воды, поступающей на градирню, м³/ч;

$F_{\text{о}}$ – площадь орошения в градирне, м².

Выброс из градирни за требуемый период (месяц, квартал, год) $Q_{\kappa(z)}$, м³, рассчитывается по формуле (11):

$$Q_{\kappa(z)} = \sum_{i=1}^n (Q_{\kappa n} \cdot T_n), \quad (11)$$

где $Q_{\kappa n}$ – средний за период T_n выброс капель, м³/ч;

T_n – длительность характерного периода, ч, в течение которого выброс капель можно считать квазистационарным;

n – количество характерных периодов в году.

Максимальный разовый выброс пара (объёмный расход жидкости) $Q_{\text{пар}}$, м³/ч, и его скорость в устье градирни v , м/с, рассчитываются по следующим формулам (12) и (13):

$$Q_{\text{пар}} = \frac{F_{\text{оп}} \cdot \rho_{\text{воз}} \cdot 3600 \cdot v \cdot \left(\frac{0,6221 \cdot p_{\text{н2}}}{p - p_{\text{н2}}} - \frac{0,6221 \cdot \frac{\phi_1}{100 \cdot p_{\text{н1}}}}{p - \frac{\phi_1}{100 \cdot p_{\text{н1}}}} \right)}{\rho_{\text{вод}}}, \quad (12)$$

где $\rho_{\text{воз}} = p \cdot 1000 \cdot (\Theta_1 + 273,15) / 287,06$ – плотность воздуха, кг/м³;

$$v = \frac{c_{\text{жс}} \cdot \frac{Q_{\text{эп}}}{F_{\text{оп}}} \cdot \rho_{\text{жс}} \cdot (t_1 - t_2)}{3600 [(h_2 - h_1) - c_{\text{жс}} (d_2 - d_1) \cdot t_2] \cdot 1/2 (\rho_{\text{вл1}} + \rho_{\text{вл2}})}, \quad (13)$$

Давление насыщенного водяного пара на входе и выходе из градирни при температуре Θ_1 и Θ_2 , кПа, определяется по формулам (14) и (15) соответственно:

$$p_{\text{н1}} = 0,6112 \cdot \exp \left(\frac{17,504 \cdot \Theta_1}{241,2 + \Theta_1} \right), \quad (14)$$

$$p_{\text{н2}} = 0,6112 \cdot \exp \left(\frac{17,504 \cdot \Theta_2}{241,2 + \Theta_2} \right), \quad (15)$$

где Θ – температура воздуха входящего в градирню Θ_1 равна атмосферной $t_{\text{атмосферы}}$ выходящего из градирни $\Theta_2 = (t_1 + t_2)/2$;

$$\rho_{\text{вод}} = 1000,98 - 0,004393 \cdot t_1^2 - 0,044786 \cdot t_1 - \text{плотность неохлаждённого теплоносителя, кг/м}^3.$$

Расчёт активности радионуклидов в выбросах

Методика расчёта масс выбросов отдельно паровой и капельной фаз из градирен в атмосферу служит для оценки активности в них РВ, первоначально содержащихся в водяном теплоносителе, с учётом коэффициентов распределения (K_p) радионуклидов между водой и паром (дистилляция), то есть доли поступления РВ из жидкости в пар. При упаривании слабощелочных водных растворов K_p не превышает для изотопов цезия $\sim 5 \cdot 10^{-9}$, для стронция $\sim 1,2 \cdot 10^{-7}$, для церия $\sim 10^{-7}$. Поэтому для радионуклидов, чаще всего регистрируемых в теплоносителе градирен (^{137}Cs , ^{60}Co , ^{90}Sr), в расчётной методике значения коэффициента распределения "пар-капли" можно считать равным нулю, а K_p "вода-капли" принять равным единице. В итоге выброс РВ определяется лишь уносом капель, масса которых, как будет показано ниже, составляет около 1 % от всей массы паро-капельного выброса градирен.

Для случая кратковременного несанкционированного появления других РП в теплоносителе *максимальный разовый выброс* нелетучих радионуклидов с каплями можно рассчитывать, приняв коэффициент распределения "вода-капли" равным единице.

Из летучих наиболее важными радиоактивными нуклидами являются изотопы йода. Для йода максимальное значение $K_p \sim 4 \cdot 10^{-3}$, оно уменьшается до $5 \cdot 10^{-5}$ при повышении pH от 8 до 12. Если для вновь обнаруженного другого "летучего" радионуклида K_p "вода-пар" неизвестен, то, закладывая в расчёт значение $4 \cdot 10^{-3}$, можно получить максимальную оценку его *разового выброса* и *выброса за определённый период*, например, на время останова и расхолаживания реактора и градирни.

Отличительными свойствами обладает тритий, присутствующий в реакторном теплоносителе в форме оксида – в составе молекул

воды. Это предполагает, что тритий в первую очередь поступает в контур охлаждения градирен, например, в результате нештатной разгерметизации трубок теплообменников. Коэффициент распределения оксида трития между каплями воды и паром внутри башни градирни равен единице, то есть его поступление в атмосферу через устье градирни пропорционально не только массе капель, как для нелетучих РВ, но и всей массе пара.

Максимальный разовый выброс радионуклидов определяется формулами (16) и (17):

$$\text{с каплями } A_{k(p)} = Q_{ko(p)} \cdot a_{vi} \cdot K_{pki} \cdot 0,2778 \text{ Бк/с,} \quad (16)$$

$$\text{с паром } A_{n(p)} = Q_{nap(p)} \cdot a_{vi} \cdot K_{pni} \cdot 0,2778 \text{ Бк/с,} \quad (17)$$

где a_{vi} – объёмная активность i -го радионуклида в воде, кБк/м³;

a_{ki} , a_{ni} – объёмная активность i -го радионуклида в каплях или паре, кБк/м³;

$K_{pki} = a_{ki}/a_{vi}$ – коэффициент распределения i -го радионуклида между водяным теплоносителем и удаляемой капельной фазой;

$K_{pni} = a_{ni}/a_{vi}$ – коэффициент распределения i -го радионуклида между водяным теплоносителем и удаляемой паровой фазой.

Выброс радионуклидов за определённый период $A_{(c)i}$, Бк, рассчитывается по формуле

$$A_{(c)i} = \sum_n (A_{i(p)} \cdot T_n), \quad (18)$$

где $A_{i(p)}$ – выброс радионуклидов, рассчитанный, исходя из измеренного среднего значения их активности в контурной воде градирни в течение периода T_n .

В соответствии с представленными положениями и формулами методики была создана и отлажена компьютерная *программа расчётов выбросов*. Она использует значения реальных параметров реактора, градирен и атмосферы из базы данных, заполняемой в течение контролируемого расчётного периода работы ИЯУ.

Метрологические характеристики

Расширенная неопределённость (погрешность) определения активности выбросов для каждого радионуклида определяется совокупно погрешностью измерения его удельной активности в пробе теплоносителя и погрешностью расчёта массы выброшенного пара и капель. Относительная погрешность расчёта выброса

радионуклидов за регламентируемый период (полгода, год) определяется исходя из средне-квадратичного значения по результатам измерений всех проб теплоносителя за данный период.

Методика прошла метрологическую экспертизу и была аттестована. В результате метрологической экспертизы выявлены факторы влияния и количественно оценены обусловленные этими факторами неопределённости расчётов. Установлено, что определяющий вклад в погрешность значений выбросов радионуклидов, содержащихся в охлаждающем теплоносителе и удаляемых преимущественно в результате капельного уноса, вносят погрешности измерений расхода теплоносителя и его температуры на входе и выходе из градирни и погрешности удельной активности радионуклидов в пробах теплоносителя. Влияние термодинамических констант в десятки раз меньше.

В ходе проведённой аттестации методики установлены значения расширенной неопределённости (границы погрешности) при доверительной вероятности $P=0,95$. Для градирни *без оросителей* и *каплеуловителя* расширенная относительная неопределённость выброса капель составляет 70 %, а для градирни *с оросителями* и *каплеуловителем* 47 %. Расширенная неопределённость *выброса пара* для всех градирен составляет 30 %.

Методическая относительная погрешность применяемых методик измерения удельной активности в водной пробе при доверительной

вероятности 0,95 при необходимой длительной экспозиции пробы для отдельных идентифицированных радионуклидов (β -радиометрия и γ -спектрометрия) составляет 10–50 %, для трития (жидкостно-сцинтилляционная спектрометрия) от 4 до 34 %.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДИКИ

Представленные в методике формулы и соотношения содержат эмпирические константы и соотношения; результаты расчётов существенно зависят от конструктивных особенностей каждой градирни, технических и технологических параметров и режимов работы реактора, а также от параметров охлаждающего атмосферного воздуха. С целью подтверждения правильности выбора расчётных параметров и эмпирических коэффициентов и обоснования применимости методики была подготовлена Программа экспериментального определения массы капельно-парового выброса из градирен в атмосферу и проведены эксперименты на двух действующих ИЯУ с градирнями разного типа. Эксперименты проводили в течение года зимой, весной, летом и осенью при разных погодных условиях, предполагая выявить влияние параметров атмосферы на вынос пара и капель. Условия проведения и результаты экспериментов приведены в табл. 2.

Каждый эксперимент заключался в том,

Таблица 2

Условия проведения и результаты экспериментов по определению выбросов парокapельной фазы теплоносителя из градирен ИЯУ в атмосферу

№	Время года	ИЯУ	Ход температуры воздуха, °C	Ход влажности воздуха, %	Длительность, ч	Снижение уровня, мм	Средний выброс, $\times 10^3$ кг/ч
1	зима	СМ-3	-7 / -3,5 / -6	99 / 95 / 100	9,5	500	84
2	весна	СМ-3	+6 / +10 / +8	60 / 70 / 65	7,3	500	110
3	лето	МИР.М1	+19 / +25 / +16	92 / 60 / 97	19	570	78
4	лето	СМ-3	+14 / +23 / +19	85 / 53 / 95	7,5	500	107
5	осень	СМ-3	+5,1 / +19 / +11	98 / 43 / 74	8,5	550	104
6	осень	МИР.М1	+5,5 / +8,9 / +3,8	94 / 77 / 95	13	500	100
7	зима	МИР.М1	-10 / -3 / -10 / -3	57 / 99 / 98	32	500	41
8	весна	МИР.М1	+6,5 / -4,0 / +5,7	48 / 95 / 38	26,5	500	49

что в определённый период работы реакторов на постоянной мощности прекращали подпитку водой контура охлаждения градирни и в течение эксперимента следили за уменьшением уровня воды в приёмной чаше градирни от максимального до минимально допустимого. Тем самым определяли массу удаляемого теплоносителя через устье градирни в атмосферу в виде капель и пара в единицу времени, то есть *разовый выброс*. Одновременно контролировали и записывали расход теплоносителя, его температуру на входе в градирню и на выходе, параметры атмосферы (температура, влажность, давление, скорость воздуха), отбирали пробы воды из чаши градирни для последующих анализов содержания химических и радиоактивных примесей.

По результатам каждого эксперимента (длительностью от 8 до 27 ч.) в динамике изменения параметров теплоносителя и атмосферы (которые по данным метеостанции в течение дня менялись существенно) по разработанной методике были проведены расчёты разовых выбросов в атмосферу пара и капель и построены графики их изменения во времени. Экспериментальные значения суммарного (капли + пар) разового выброса рассчитывали по разнице показаний уровня воды в чаше градирни, которые регистрировали каждые 30 мин. Расчётные кривые сравнивали с графиками суммарных разовых выбросов теплоносителя. Примеры обработки результатов двух экспериментов для градирен разного типа показаны на рис. 1 и 2.

Эксперименты показали удовлетворительную для поставленной задачи близость значений разового выброса на расчётных кривых "пар" и на кривых "эксперимент" (рис. 1б и 2б). При этом расчёты показали, и это видно на рисунках, что вклад выноса капель (рис. 1б и 2б) в значения суммарного разового выброса не превышает 1 %, то есть удаление теплоносителя через устье и наблюдаемое снижение его уровня в чаше градирни (рис. 1а и 2а) происходят в основном за счёт образования пара. Есть корреляция выбросов с изменениями температуры воздуха (рис. 1г и 2г).

Отличие "экспериментальных" (по наблюдениям) значений от "расчётных" составляет на протяжении большего времени эксперимента

менее 20 %. Анализ показал, что наибольший вклад в это отличие вносят показания уровня теплоносителя в чаше градирни. Поверхность воды в чаше градирни подвержена колебаниям от стекающего сверху в форме струй и капель теплоносителя. Это вносит неопределённость в показания уровнемеров и определяет "ломаный" вид экспериментальной линии разового выброса на рисунках. Аппроксимация значений уровня полиномом шестой степени снижает в два раза отклонение экспериментальной кривой от расчётной (рис. 2б).

ОТРАБОТКА МЕТОДИКИ

После описанных экспериментов методика контроля выбросов была испытана в реальном режиме эксплуатации ИЯУ в течение длительного периода, когда реакторы работали при разной мощности и существенно менялись параметры атмосферы во времени. Данные о параметрах градирен и атмосферы за текущий период, необходимые для расчётов разовых выбросов, вводили из баз наблюдений реакторных установок и метеостанции. Содержание радионуклидов в теплоносителе контура градирни определяли в результате периодических отборов проб и измерений в них активности РП. Отметим, что обычно регистрируемые в теплоносителе радионуклиды, как было и в данном случае (табл. 4), считаются нелетучими, следовательно, их выброс в атмосферу происходит с каплями.

На рис. 3 приведены графики изменения суммарной мощности (3а) реакторов СМ-3 и РБТ-6, включая останов и подъём, и температуры атмосферного воздуха (3б), от значений которых сильно зависят выбросы, а также соответствующие графики изменения расчётных выбросов пара (3в) и капель (3г) из общей градирни в течение месяца (январь).

Отчётливо видны изменения разовых выбросов при изменении мощности не только в течение месяца, но и в течение суток, совпадающие по времени с изменением температуры атмосферного воздуха, восходящего и охлаждающего теплоносителя внутри градирни. Эти графики наглядно показывают "работоспособность" методики и её возможности детализировать контролируемый процесс выброса.

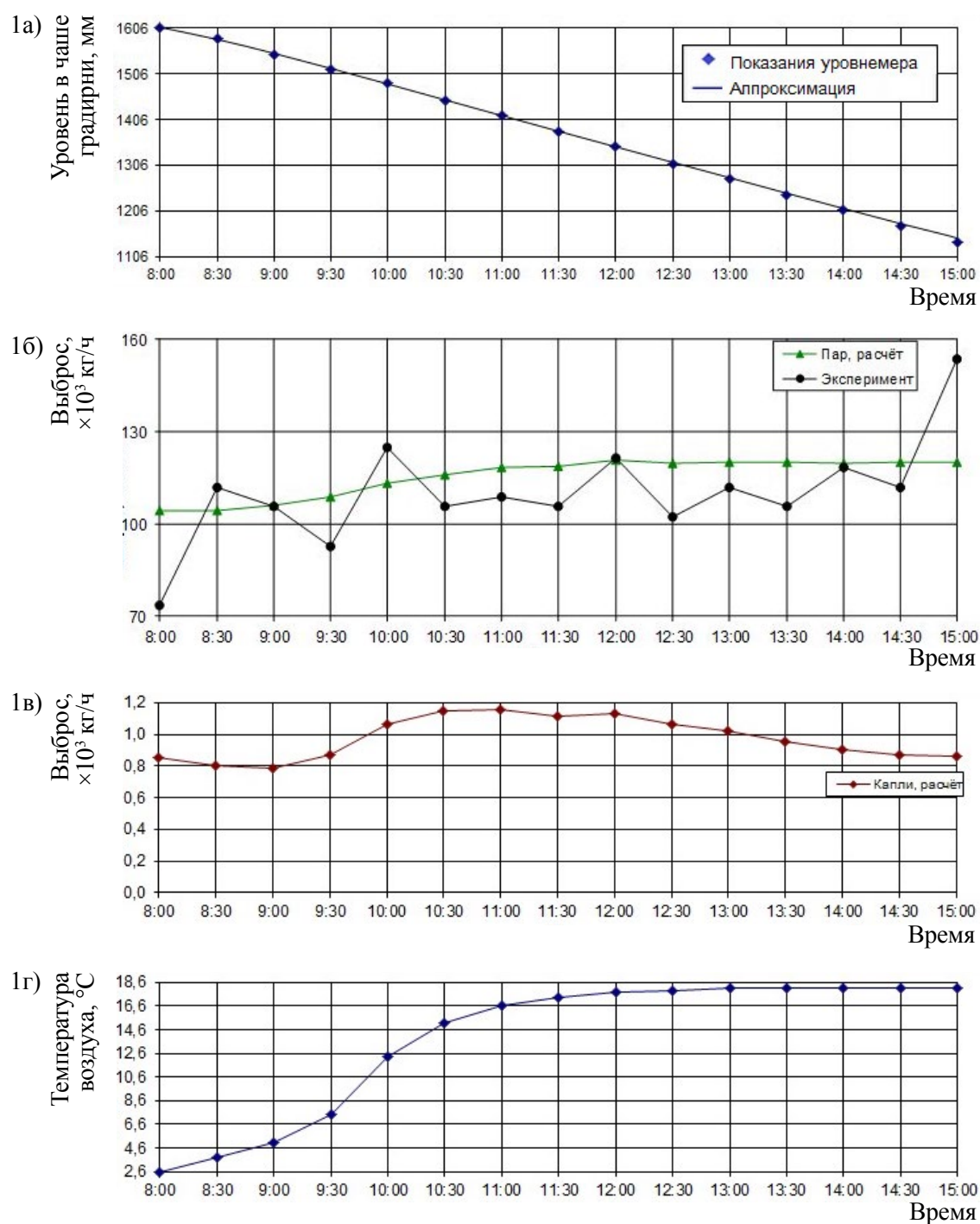


Рис. 1. Графики результатов эксперимента "весна" на общей градирне ИЯУ СМ-3 и РБТ-6

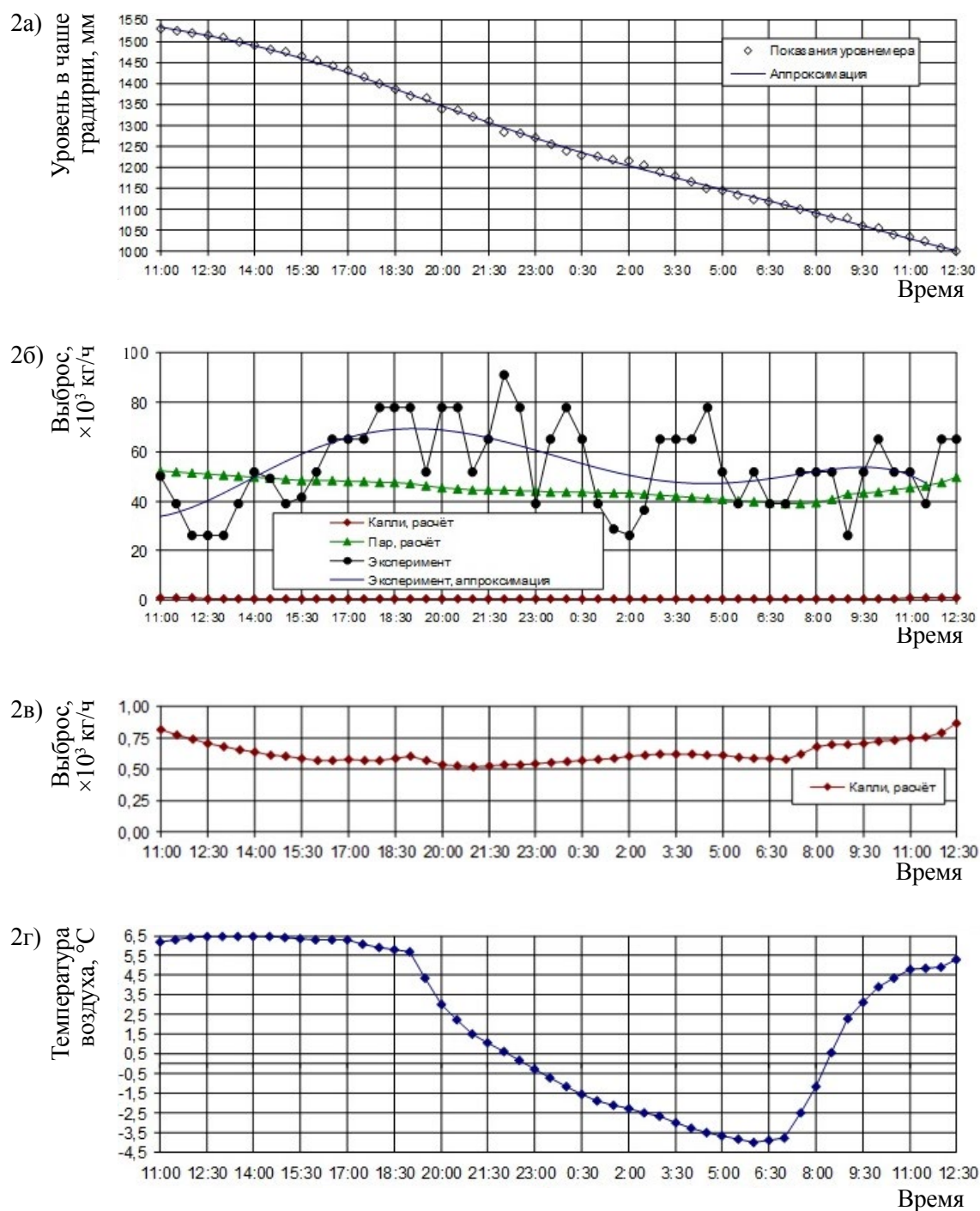


Рис. 2. Графики результатов эксперимента "весна" на общей градирне ИЯУ МИР-М1 и РБТ-10

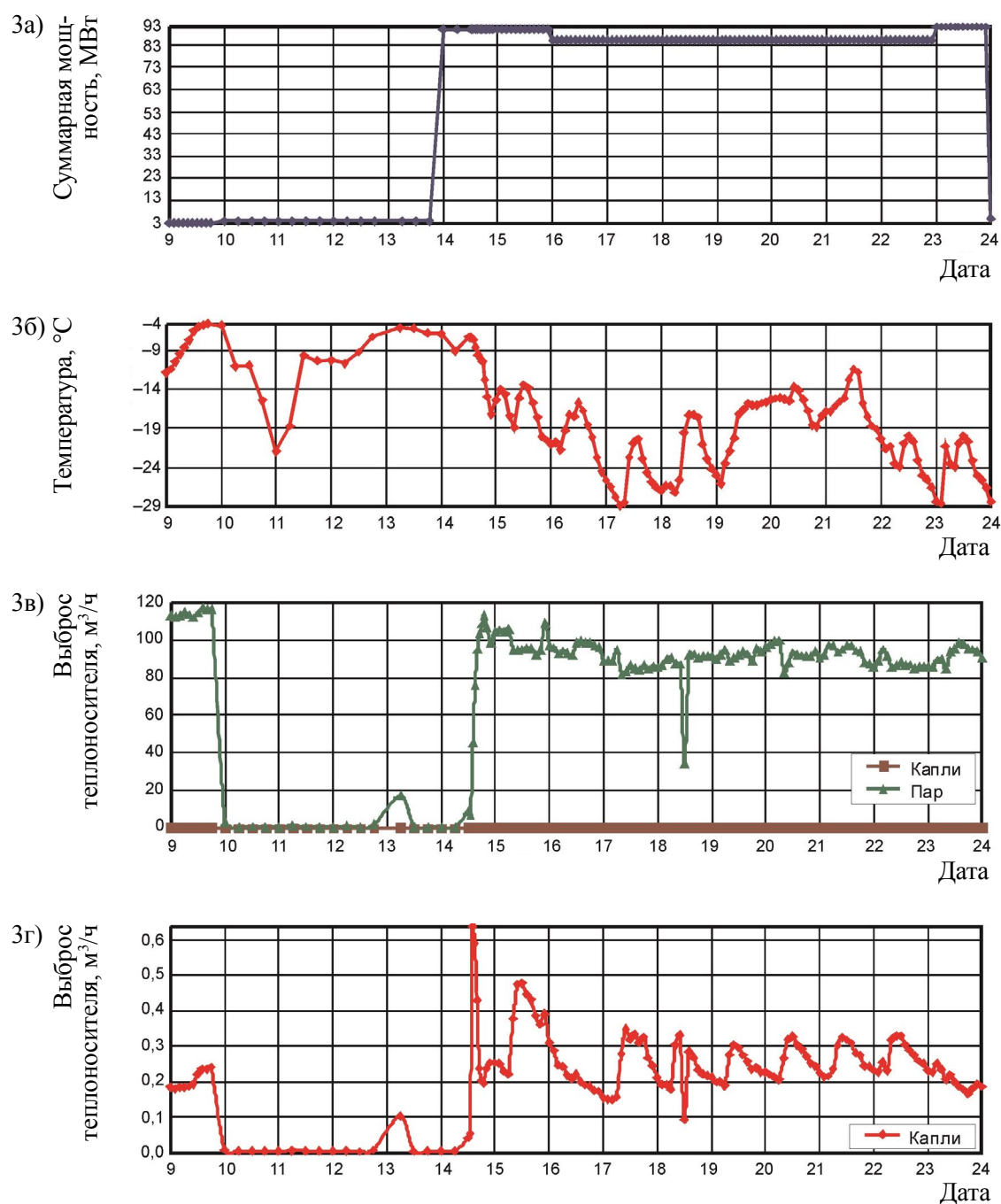


Рис. 3. Графики изменения суммарной мощности реакторов СМ-3 и РБТ-6 (а), температуры атмосферного воздуха (б), разовых выбросов теплоносителя в виде пара и капель (в) и в виде капель (г)

Таблица 4

Суммарная активность контролируемых радионуклидов в выбросах в атмосферу из общей градирни ИЯУ СМ-3 и РБТ-6

Радионуклиды	Средняя активность в теплоносителе, Бк/м ³	Выброс, кБк			
		расчётный	нормативный	допустимый, ×10 ³	предельно допустимый, ×10 ⁷
α-излучающие	250	16	477	—	—
β-излучающие	530	34	1010	—	—
¹³⁷ Cs	50	3,2	98	2,1	7,1
⁶⁰ Co	36	2,3	710	1,1	1,9
⁹⁰ Sr	23	1,5	45	—	—

Таблица 3

Суммарный выброс теплоносителя из общей градирни ИЯУ СМ-3 и РБТ-6

Режим работы реакторов	Масса выброса, ×10 ³ кг		
	расчётная		нормативная*
	пара	капель	капель
Расхолаживание	2050	3,6	97
Останов	400	2,8	594
Работа	20780	58	1215
Сумма	23230	64,4	1906

Примечание. *Нормативная масса выброса капель при работе реакторов составляет 5400 кг/ч.

Детализация позволяет более верно и точно рассчитать соответственно и выбросы РВ. Действующие нормативы выброса радиоактивных веществ в атмосферу ИЯУ устанавливают постоянное и, как указывают результаты расчётов, завышенное значение массы выброса радиоактивного теплоносителя для каждой градирни (табл. 3). Детальный учёт параметров и режимов работы реакторных установок и градирен, суточных и сезонных колебаний температуры воздуха приводит, соответственно, к существенно меньшим значениям выброса радионуклидов в атмосферу по данной методике (примерно в 30 раз, табл. 4), чем по нормативам.

РЕЗУЛЬТАТЫ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДИКИ

После оформления и аттестации методика

контроля выбросов радионуклидов в атмосферу из устья градирен реакторных установок в результате капельно-парового уноса была включена в общий Регламент (Порядок) контроля выбросов радиоактивных веществ в АО "ГНЦ НИИАР". На каждой ИЯУ созданы базы необходимых данных о параметрах реактора и градирен, непрерывное пополнение и обслуживание которых предписано службе эксплуатации реактора. Осуществляется периодический контроль РВ в воде в чаше градирен и в подпиточной воде. Эти данные используют для расчётов выбросов по описанной методике, результаты которых отражаются в ежегодном Отчёте о состоянии радиационной безопасности в АО "ГНЦ НИИАР".

Результаты контроля активности радионуклидов в теплоносителе и расчёта выбросов градирен в течение года приведены в табл. 5 и 6. Анализ значений удельной активности в табл. 5 указывает, что они близки значениям в подпиточной речной воде, то есть РВ в теплоносителе градирен в данном случае, вероятно, имеют природное происхождение. Из табл. 6 следует, что масса выбрасываемых в атмосферу капель, в которых концентрируются нелетучие РВ, составляет от 0,5 до 2 % от суммарного выброса теплоносителя в виде пара. Это существенно ограничивает выбросы радионуклидов из градирен, которые до 99 % остаются в охлаждённом теплоносителе и из чаши градирни направляются в КОВ. В итоге при нормальной работе ИЯУ суммарный выброс в атмосферу РВ в паро-капельной смеси градирен в сотни

Таблица 5

Усреднённые за год измеренные значения удельной активности РВ в теплоносителе градирен ИЯУ, Бк/кг

ИЯУ	Суммарная α -активность	Суммарная β -активность	^{137}Cs	^{134}Cs	^{60}Co
СМ-3, РБТ-6	$\leq 0,18$	0,34	$5,5 \cdot 10^{-3}$	$\leq 7,0 \cdot 10^{-3}$	—
МИР.М1, РБТ-10/2	$\leq 0,12$	0,49	$1,7 \cdot 10^{-2}$	—	$2,9 \cdot 10^{-2}$
ВК-50-1	$\leq 0,05$	0,25	$7,8 \cdot 10^{-2}$	$5,7 \cdot 10^{-2}$	$9,2 \cdot 10^{-3}$
ВК-50-2	$\leq 0,05$	0,26	$8,2 \cdot 10^{-2}$	$8,8 \cdot 10^{-2}$	$7,8 \cdot 10^{-3}$
р. Черемшан	$\leq 0,02$	0,09	$2 \cdot 10^{-2}$	—	—

Примечание. *Расширенная неопределённость измерений активности составляет от 50 до 90 %.

Таблица 6

Расчётная суммарная активность РВ в составе выброса в атмосферу паро-капельной смеси через устья градирен ИЯУ за год

Градирия ИЯУ	Суммарная масса выбросов, $\times 10^6$ кг		Суммарная активность РВ, кБк				
	пара	капель	α	β	^{137}Cs	^{134}Cs	^{60}Co
СМ-3 и РБТ-6	608	3,1	≤ 560	1060	17	≤ 20	—
МИР.М1 и РБТ-10/2	233	5,1	≤ 620	2500	90	—	150
ВК-50-1	457	5,2	≤ 250	1300	410	300	50
ВК-50-2	457	3,9	≤ 190	1020	320	340	30

раз меньше, чем в газо-аэрозольных выбросах предприятия через высотную трубу [3].

Отдельные исследования в рамках контроля выбросов РВ были посвящены тритию, который может присутствовать в воде градирен и поступление которого в атмосферу пропорционально не только массе капель, как для рассмотренных выше радионуклидов, но всей массе паро-капельного выброса. Тритий серьёзно рассматривается как источник облучения населения на АЭС с ВВЭР, поскольку установлено, что, например, брызгальные бассейны являются источником поступления трития в атмосферу, а активность трития в выбросах на несколько порядков превышает активность ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{60}Co , и составляет на разных АЭС от 10^9 до $7 \cdot 10^{13}$ Бк в год [2].

Особенности измерений трития и, как оказалось, его малая удельная активность в воде градирен потребовали проведения отдельных программ контроля. В течение двух лет, для набора статистики, раз в неделю в соответствии с графиком эксплуатации при работе реакторов

на номинальной мощности отбирали пробы водяного теплоносителя из контуров охлаждения всех четырёх градирен ИЯУ, а также периодически из трубопровода подачи подпиточной воды из реки Черемшан. По разработанной в институте методике [4] пробы очищали от других РВ, выделяя оксид трития, готовили счётный образец и измеряли активность. Из-за малой активности каждый образец измеряли 10 раз с экспозицией 3600 с, после чего вычисляли среднее значение удельной активности трития.

Результатами большинства измерений воды градирен и всех проб из реки оказались значения, не превышающие или намного меньше 0,02 Бк/г, при методической расширенной неопределённости более 100 %. Из 250 проб лишь в 17 пробах, широко разбросанных по времени, активность оказалась на уровне МИА, равной 0,03 Бк/г при неопределённости ± 34 %. Полученные результаты измерений в рамках чувствительности методики указывают на отсутствие трития в речной подпиточной воде.

В то же время тритий надёжно регистрируется в первых контурах и бассейнах всех рассмотренных ИЯУ [5]. Следовательно, регистрация его в воде градирен среди природных РВ укажет на появление неких протечек радиоактивного теплоносителя из реакторных контуров в трубопроводы подачи на градирни, то есть на нештатную ситуацию, а описанная методика позволит рассчитать выбросы этого радионуклида в атмосферу.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результатом проведённых в НИИАР расчётных и экспериментальных исследований стала методика контроля выбросов радионуклидов из башенных градирен реакторных установок в атмосферу. Разработанная экспериментально обоснованная и метрологически аттестованная методика детально учитывает параметры и режимы работы реакторов и градирен ИЯУ, суточные и сезонные колебания параметров атмосферного воздуха, радиоактивность охлаждаемого теплоносителя, что позволяет получать достоверные результаты.

Применение разработанной методики в течение нескольких последних лет показало, что при нормальной работе ИЯУ доля выброса контролируемых в теплоносителе градирен радионуклидов, включая тритий, не превышает 0,1 % от активности в общих газо-аэрозольных выбросах института.

Поскольку башенные градирни эксплуатируются на промышленных реакторных установках, разработанную в НИИАР методику контроля можно рекомендовать как прототип методик для башенных градирен АЭС, с учётом конструктивных особенностей.

ЛИТЕРАТУРА

1. Безлепкин В.В., Семашко С.Е., Фролов А.С.

Проект "АЭС-2006": радиационное воздействие на окружающую среду" // Безопасность окружающей среды. – 2009. – № 3. – С. 135–137. – <http://www.sbor.ru/file/910.doc> – дата доступа 25.11.09.

2. Строганов А.А., Курындин А.В., Шаповалов А.С. О радиационном воздействии выбросов брызгальных бассейнов атомных станций // Ядерная и радиац. безопасность. – 2014. – № 4 (74). – С. 1–7.

3. Рыбин А.А., Рождественская Л.Н., Ряскова М.В., Серебряков В.В. Методы и результаты контроля содержания трития в воздухе рабочей зоны и в вентиляционных газоаэрозольных выбросах // Вопросы радиац. безопасности. – 2009. – № 3. – С. 22–32.

4. Рыбин А.А., Ряскова М.В., Кушнир Ю.А. Разработка, метрологические исследования и аттестация методик измерения активности трития: Научный годовой отчёт АО "ГНЦ НИИАР" (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2016 году). – Дмитровград: АО "ГНЦ НИИАР", 2017. – С. 189–191. – Также доступно на официальном сайте АО "ГНЦ НИИАР" в рубрике "Годовой отчёт" раздела "Раскрытие информации". – Режим доступа: http://niiar.ru/sites/default/files/godovoy_nauchnyy_2016_sayt_2.pdf – Дата обращения: 23.03.2018.

5. Рыбин А.А., Ряскова М.В., Барышников С.Г., Пайдулова Е.А. Мониторинг трития в технологических средах, выбросах и воздухе рабочей зоны исследовательских ядерных установок: Научный годовой отчёт АО "ГНЦ НИИАР" (отчёт об основных исследовательских работах, выполненных в 2018 году). – Дмитровград: АО "ГНЦ НИИАР", 2019. – С. 182–184. – Также доступно на официальном сайте АО "ГНЦ НИИАР" в рубрике "Годовой отчёт" раздела "Раскрытие информации". – Режим доступа: http://www.niiar.ru/sites/default/files/ngo-2018_sayt_2.pdf – Дата обращения: 13.03.2019.

УДК 621.039.7

© 2021

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ЦЕМЕНТИРОВАНИЯ СМЕШАННОЙ ПУЛЬПЫ ГИДРОКСИДА ЖЕЛЕЗА И ДИОКСИДА МАРГАНЦА, СОДЕРЖАЩЕЙ α -ИЗЛУЧАЮЩИЕ РАДИОНУКЛИДЫ

***О.М. Слюнчев, В.А. Ремизова, П.А. Бобров
Россия, г. Озёрск, ФГУП "ПО "Маяк"***

Проведены исследования по выделению α -излучающих нуклидов из сборных продуктов среднего уровня активности радиохимического производства на смешанном осадке гидроксида железа и диоксида марганца и цементированию полученной пульпы в цементные материалы на основе портландцемента и доменного шлака.

Показано, что за счёт выделения α -излучающих нуклидов на смешанном осадке гидроксида железа и диоксида марганца удельная активность растворов может быть снижена на пять порядков. В результате образуется пульпа, по объёмной активности α -излучающих нуклидов относящаяся к радиоактивным отходам 2 класса. Показана возможность цементирования таких отходов, проведены испытания по химической устойчивости матричных материалов на основе портландцемента и доменного шлака.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: ЦЕМЕНТИРОВАНИЕ, α -ИЗЛУЧАЮЩИЕ НУКЛИДЫ, ДИОКСИД МАРГАНЦА, ГИДРОКСИД ЖЕЛЕЗА, РАО 2 КЛАССА, ЖИДКИЕ РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ, ВЫЩЕЛАЧИВАНИЕ

Данная публикация является продолжением цикла работ, первые результаты которых изложены в статье "Исследование возможности цементирования пульпы диоксида марганца, содержащей α -излучающие радионуклиды". В результате работы радиохимического комплекса на заводе РТ-1 образуются жидкие средне-активные отходы (САО), поток которых формируется конденсатами газоочистки, кислотами и щелочными десорбирующими растворами, содовыми промывками экстрагента, промывными растворами, рафинадами экстракционных и аффинажных переделов, отходами лаборатории, ионообменными смолами и др. Примерная структура САО представлена на рис. 1.

Согласно концепции обращения с радиоактивными отходами (РАО) на ФГУП "ПО "Маяк" предполагается организовать переработку отходов среднего уровня активности на комплексе цементирования САО (КЦ САО) и печи остекловывания. При этом щелочная группа практически полностью направляется на цементирование, а кислая группа преимущественно упаривается для отгонки кислоты и направляется на остекловывание. Для сокра-

щения объёма отходов щелочная группа перед цементированием упаривается в 20–30 раз.

Технические решения, заложенные в проект комплекса цементирования, предполагают приповерхностное захоронение отходов 3 класса в отсеках большого объёма (280 м³). Для РАО 3 класса содержание долгоживущих α -излучающих нуклидов в компаунде ограничено верхним значением 10⁵ Бк/дм³.

Анализ растворов САО радиохимического производства показал, что удельная активность долгоживущих α -излучающих нуклидов в них в среднем на два порядка превышает допустимые значения и находится на уровне 10⁷ Бк/дм³.

Таким образом, для размещения цементного компаунда в отсеках приповерхностного хранилища необходимо создать узел выделения α -излучающих нуклидов и снизить удельную активность α -излучающих нуклидов в растворах, направляемых на цементирование.

По проекту КЦ САО перед упаркой щелочных десорбирующих растворов предусмотрено выделение марганца, чтобы предотвратить его неконтролируемое осаждение и инкрустацию выпарных аппаратов при упаривании ЖРО.

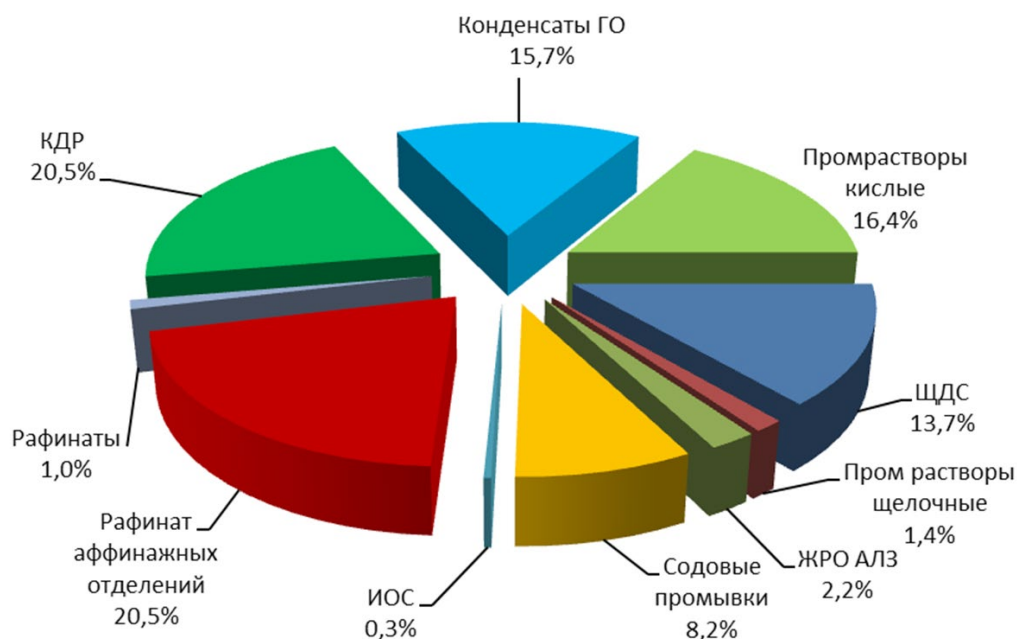


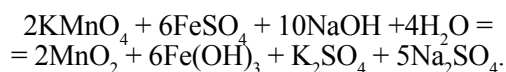
Рис. 1. Структура жидких CAO радиохимического производства

Для этих целей на КЦ CAO предусмотрены специальные ёмкостные аппараты. Согласно проекту растворы, содержащие перманганат калия, подогревают и дозируют в них этиленгликоль (ЭГ) в отношении ЭГ:марганец от 0,35 до 2,0 для восстановления марганца со степени окисления (VII) до степени окисления (IV) с выпадением осадков MnO_2 . Осадок MnO_2 выделяют отстаиванием, а декантат направляют на упарку.

Как показали лабораторные проверки технологии, выполненные в 2012–2014 гг.[1], у проектного способа выделения марганца существует ряд недостатков:

- необходимость нагрева растворов до 80 °С;
- замедленная кинетика процесса восстановления;
- неполное удаление осадка;
- длительное время отделения осадка.

На основании лабораторных работ предложен альтернативный способ выделения диоксида марганца, который предполагает применение в качестве восстановителя железа в степени окисления (II).



В этом случае нет необходимости нагрева раствора, т.к. реакция протекает немедленно и на холоду. Для интенсификации процесса выделения осадков диоксида марганца и гидроксидов железа(III) из раствора предлагается использовать тангенциальную микро- ультра- фильтрацию.

Испытания на реальных CAO показали, что данный способ позволяет эффективно выделять долгоживущие α -излучающие нуклиды из раствора, при этом активность α -излучающих нуклидов снижается на 3–4 порядка, а β -излучающих на 20–50 %.

Таким образом, удаётся совместить операцию выделения марганца из CAO с выведением (выделением) избыточной активности α -излучающих нуклидов. Схема предварительной подготовки растворов CAO перед цементированием с выделением α -излучающих нуклидов представлена на рис. 2.

В результате такой предварительной подготовки растворов 99,9 % долгоживущих α -излучающих нуклидов выводится из техно-

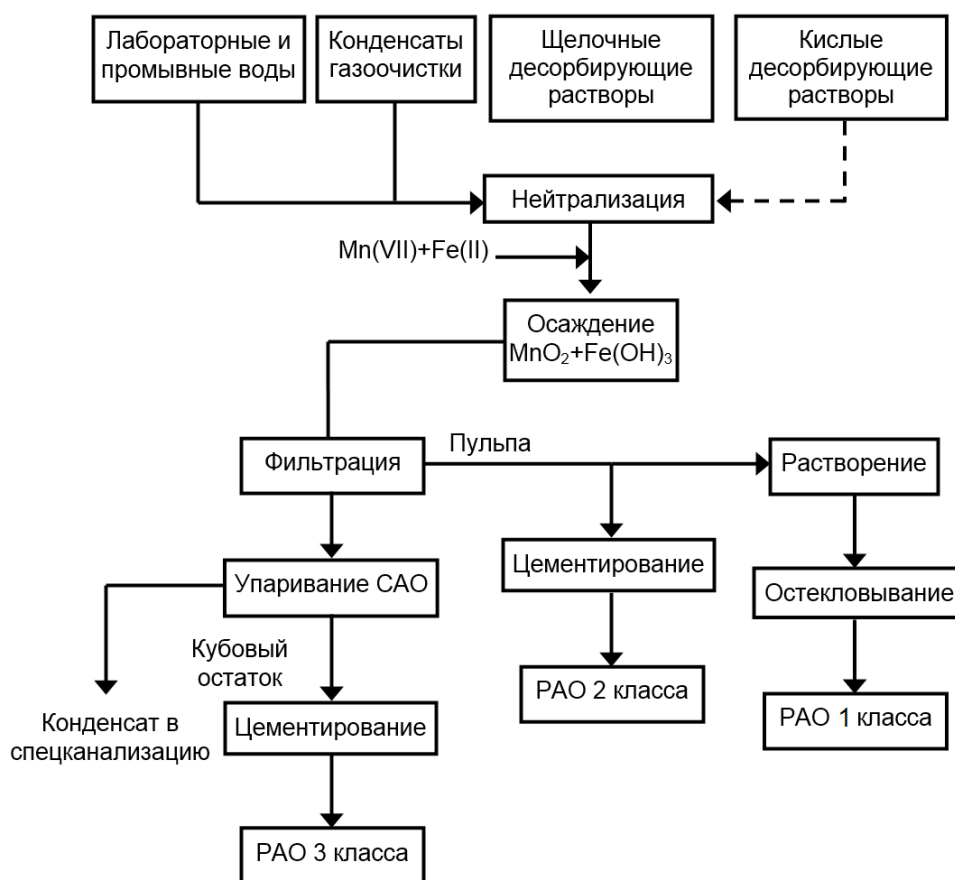


Рис. 2. Схема подготовки растворов CAO к цементированию с выделением α -излучающих нуклидов

логического контура КЦ CAO. Образующаяся в результате выделения α -содержащая пульпа подлежит кондиционированию либо на печи остекловывания, либо на отдельном узле цементирования. При остекловывании пульпы за счёт её смешивания с высокоактивными отходами (BAO) образуются РАО 1 класса. При цементировании пульпы будут образовываться РАО 2 класса.

Целью данной работы являлась оценка химической устойчивости цементных компаундов с α -содержащей пульпой диоксида марганца и гидроксида железа(III), полученной в результате обработки образцов реальных CAO. Поскольку в условиях длительного хранения цементного компаунда, относящегося к категории РАО 2

класса, возможен радиолит свободной и связанной воды, то была проведена работа по дегидратации компаунда и сравнению характеристик полученной матрицы с объектом сравнения.

Для наработки радиоактивно загрязнённой пульпы диоксида марганца использовали сборные CAO, образующиеся на участке упаривания. Объёмная α -активность исходного раствора на 60 % определялась суммой радионуклидов ^{238}Pu + ^{241}Am , на 25 % радионуклидом ^{239}Pu , на 15 % радионуклидом ^{244}Cm .

В исходные растворы CAO вводили расчётное количество перманганата калия, сульфата железа и гидроксид натрия до достижения pH в диапазоне от 10 до 11. В результате реакции выпадал осадок гидроксида железа и диоксида

марганца. Осадок отстаивали в течение нескольких суток, после чего декантат отделяли от осадка и проводили его радиохимический анализ. Разницу между активностью исходных ЖРО и декантатами относили на пульпу. Результаты расчётов активности пульпы ДМ и ГЖ, полученной в результате обработки растворов САО, приведены в табл. 1.

Как видно из данных табл. 1, в результате выпадения осадков ДМ+ГОЖ произошло перераспределение активности между раствором и осадком. В результате активность растворов снизилась по α -излучающим нуклидам почти на пять порядков, по паре $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$ – на три порядка, по ^{106}Ru – на два порядка, по ^{125}Sb – на 1–2 порядка.

Измерения спектра β -излучающих нуклидов проводили после выдержки растворов в течение 14 сут для установления равновесия в паре $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$. Объёмная активность цезия закономерно снизилась всего в 1,5 раза.

Отверждение пульпы ДМ-ГОЖ прово-

дили составами на основе портландцемента марки П/В-Ш-42,5Н и доменного гранулированного молотого шлака производства ООО "Мечел-Материалы". Составы сухих смесей и параметры отверждения пульп приведены в табл. 2 и 3. Отличия в составах обусловлены как результатами ранее проведенных работ при отверждении жидких САО [2], так и определением возможности минимизации компонентов сухой смеси.

Время схватывания образцов составило около 3 сут. Образцы набирали прочность в воздушно-влажных условиях в течение 28 сут. Физические характеристики образцов и их удельная активность приведены в табл. 4. Всего было синтезировано 32 образца компаундов.

Для концентрации пульпы 45 г/л характерно более высокое растворо-цементное отношение (РЦО), чем у образцов пульпы 25 г/л. Время схватывания образцов составило около 3 сут. Образцы набирали прочность в воздушно-влажных условиях в течение 28 сут.

Таблица 1

Радиохимический состав исходных САО и продуктов переработки

Радионуклид	Объёмная активность, Бк/дм ³					
	Раствор САО № 1 (исходный)	Декантат V=77см ³	Пульпа ДМ+ГОЖ V=186 см ³ , C=45 г/дм ³	Раствор САО № 2 (исходный)	Декантат V=79 см ³	Пульпа ДМ+ГОЖ V=141 см ³ , C=25 г/дм ³
$\Sigma\alpha$	$1,28 \cdot 10^8$	$< 2,0 \cdot 10^3$	$> 2,16 \cdot 10^8$	$1,20 \cdot 10^8$	$< 2,0 \cdot 10^3$	$> 1,87 \cdot 10^8$
$\Sigma\beta$	$6,67 \cdot 10^9$	$3,29 \cdot 10^9$	$9,62 \cdot 10^9$	$1,18 \cdot 10^{10}$	$5,02 \cdot 10^9$	$1,56 \cdot 10^{10}$
^{137}Cs	$3,38 \cdot 10^9$	$2,13 \cdot 10^9$	$4,65 \cdot 10^9$	$4,24 \cdot 10^9$	$3,06 \cdot 10^9$	$4,90 \cdot 10^9$
^{134}Cs	$1,78 \cdot 10^8$	$1,07 \cdot 10^8$	$2,47 \cdot 10^8$	$2,58 \cdot 10^8$	$1,85 \cdot 10^8$	$2,99 \cdot 10^8$
^{106}Ru	$9,53 \cdot 10^7$	$6,40 \cdot 10^5$	$1,60 \cdot 10^8$	$5,10 \cdot 10^7$	$4,10 \cdot 10^5$	$7,93 \cdot 10^7$
^{125}Sb	$1,53 \cdot 10^8$	$1,30 \cdot 10^6$	$2,57 \cdot 10^8$	$2,15 \cdot 10^6$	$4,20 \cdot 10^5$	$3,12 \cdot 10^6$
$^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$	$1,40 \cdot 10^9$	$< 2,00 \cdot 10^6$	$> 2,36 \cdot 10^9$	$2,50 \cdot 10^9$	$< 2,00 \cdot 10^6$	$> 3,90 \cdot 10^9$

Таблица 2

Состав сухой смеси и параметры отверждения образцов

Матрица	СДМ-ГОЖ, г/дм³	ПЦ, %	ДШ, %	Б, %	Кл, %	СП,%	РЦО, см³/г
Цемент	25	89,7	–	10	–	0,3	0,55
	45						0,70
Шлак	25	45,7	40	7	7		0,65
	45						0,80

Примечание: СДМ-ГОЖ – концентрация пульпы, ПЦ – портландцемент, ДШ – доменный шлак, Б – бентонит, Кл – клиноптилолит, СП – суперпластификатор, РЦО – растворо-цементное отношение.

Таблица 3

Характеристики компаундов с пульпой ДМ-ГОЖ

Параметры	Цемент		Шлак	
Концентрация пульпы, г/дм ³	25	45	25	45
Объём пульпы, см ³	70	90	71	90
Масса пульпы, г	70,1	99,1	71,1	99,1
Масса сухой смеси, г	127,3	128,6	109,2	112,5
Растворо-цементное отношение, см ³ /г	0,55	0,70	0,65	0,80
Масса компаунда, г	197,3	227,7	180,3	211,6
Объём компаунда, см ³	120,3	155,9	107,3	153,3
Плотность компаунда, г/см ³	1,64	1,46	1,68	1,38
Степень включения пульпы, % об.	58,2	57,7	66,2	58,7
Степень включения пульпы, % масс.	35,5	43,5	39,4	46,8
Коэффициент увеличения объёма	1,72	1,73	1,51	1,70

Таблица 4

Характеристики образцов

Матрица – концентрация пульпы, г/дм ³	ρ , г/см ³	Удельная активность образцов, Бк/г						
		$\Sigma\alpha$	$\Sigma\beta$	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	⁹⁰ Sr+ ⁹⁰ Y	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb
Цемент – 25	1,64	$>6,64 \cdot 10^4$	$5,53 \cdot 10^6$	$1,74 \cdot 10^6$	$1,06 \cdot 10^5$	$>1,38 \cdot 10^6$	$2,81 \cdot 10^4$	$1,11 \cdot 10^3$
Шлак – 25	1,68	$>7,37 \cdot 10^4$	$6,14 \cdot 10^6$	$1,93 \cdot 10^6$	$1,18 \cdot 10^5$	$>1,54 \cdot 10^6$	$3,12 \cdot 10^4$	$1,23 \cdot 10^3$
Цемент – 45	1,46	$>8,53 \cdot 10^4$	$3,80 \cdot 10^6$	$1,84 \cdot 10^6$	$9,78 \cdot 10^4$	$>9,33 \cdot 10^5$	$6,34 \cdot 10^4$	$1,02 \cdot 10^5$
Шлак – 45	1,38	$>9,18 \cdot 10^4$	$4,09 \cdot 10^6$	$1,98 \cdot 10^6$	$1,05 \cdot 10^5$	$>1,00 \cdot 10^6$	$6,82 \cdot 10^4$	$1,09 \cdot 10^5$

Степень включения пульпы составила 43–47 % масс. для концентрации 45 г/дм³ и 35–39 % масс. для концентрации 25 г/дм³.

Физические характеристики образцов и их удельная активность приведены в табл. 4. После определения физических параметров, образцы были подвергнуты испытаниям на химическую стойкость согласно [3]. Тестирование образцов компаунда на химическую стойкость продолжалось в течение 90 сут.

Образцы с площадью открытой поверхности около 24 см² помещали в колбы и заливали 100 см³ дистиллированной воды. Испытания проводили при температуре плюс 25 °С. Среду выщелачивания периодически заменяли свежей в соответствии с графиком.

Объёмную активность α - и β -излучающих нуклидов в пробах среды выщелачивания определяли расчётным путем по результатам измерений скорости счёта импульсов счётного образца с учётом эффективности регистра-

ции радиометром Tennelec S 5XLB α - или β -излучения, фона радиометра, а также объёма пробы.

На основании результатов измерения удельной активности сред выщелачивания вычисляли скорость и степень выщелачивания.

Скорость выщелачивания радионуклидов R вычисляли по формуле:

$$R = A^i / (A^y \cdot F \cdot \tau),$$

где A^i – активность радионуклида в среде выщелачивания на i -е сутки, Бк;

A^y – удельная активность радионуклида в компаунде, Бк/г;

F – геометрическая площадь образца, см²;

τ – время выщелачивания, сут.

Степень выщелачивания радионуклидов S рассчитывали по уравнению:

$$S = (\Sigma A^i / \Sigma A) \cdot 100 \%,$$

где ΣA^i – суммарное количество радионуклида, выщелоченное из компаунда на i -е сутки, Бк;

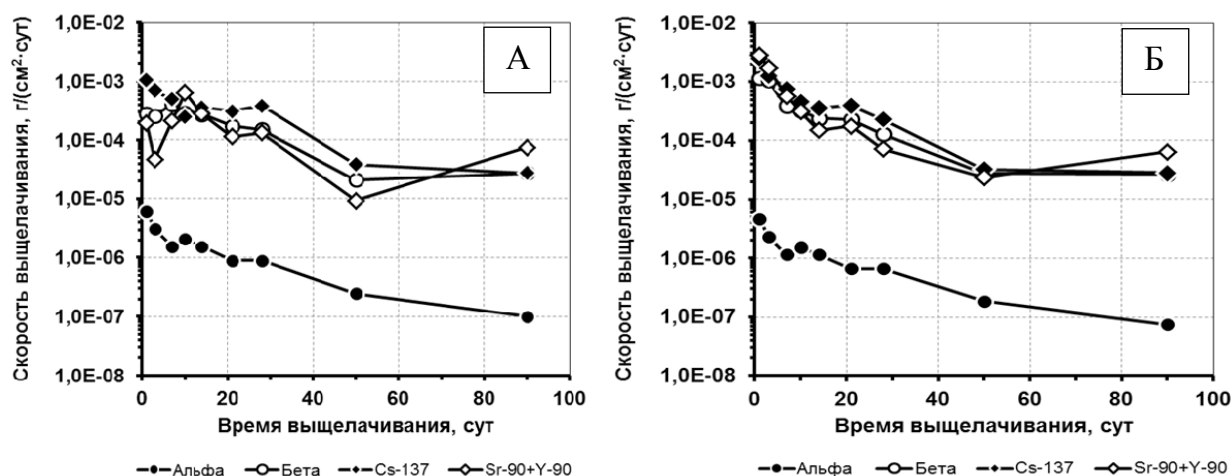


Рис. 3. Зависимость скорости выщелачивания радионуклидов от времени из компаундов на основе портландцемента: А – пульпа 25 г/дм³; Б – пульпа 45 г/дм³

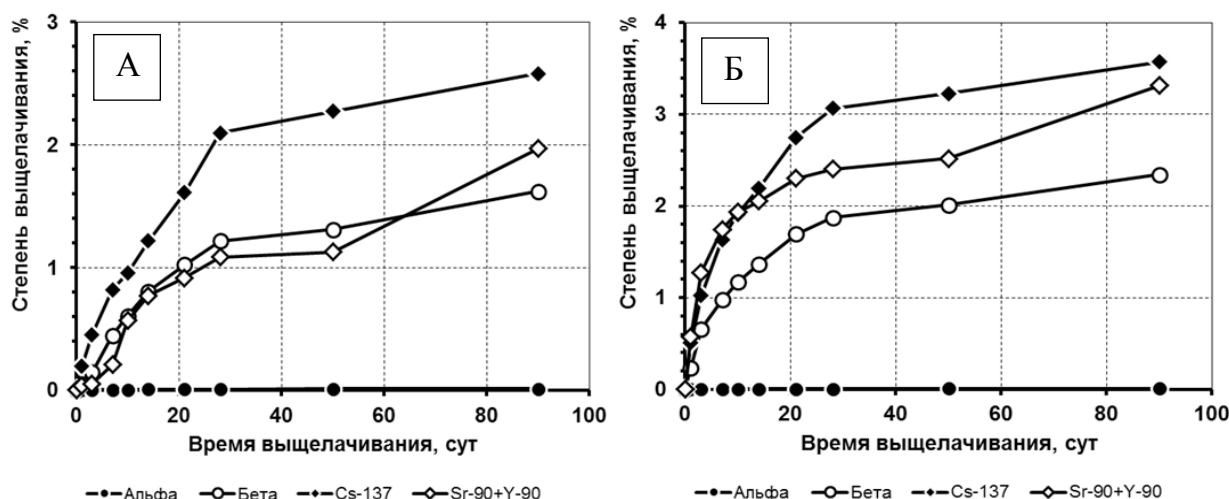


Рис. 4. Зависимость степени выщелачивания радионуклидов от времени из компаундов на основе портландцемента: А – пульпа 25 г/дм³; Б – пульпа 45 г/дм³

ΣA – суммарное количество радионуклида в компаунде, Бк.

Результаты испытаний по степени и скорости выщелачивания радионуклидов из компаундов приведены на рис. 3–6.

Из рисунков видно, что прочность фиксации α -излучающих нуклидов у компаундов на основе портландцемента и доменного шлака близки. Степень выщелачивания

α -излучающих нуклидов за 90 сут изменяется в диапазоне от 0,0085 до 0,0102 %, а скорость выщелачивания стабилизируется около значений $1 \cdot 10^{-7}$ г/(см²·сут).

Прочность фиксации β -излучающих нуклидов у компаундов на основе портландцемента и доменного шлака также близки. Для пульпы железа и диоксида марганца с концентрацией 25 г/дм³ компаундов на основе

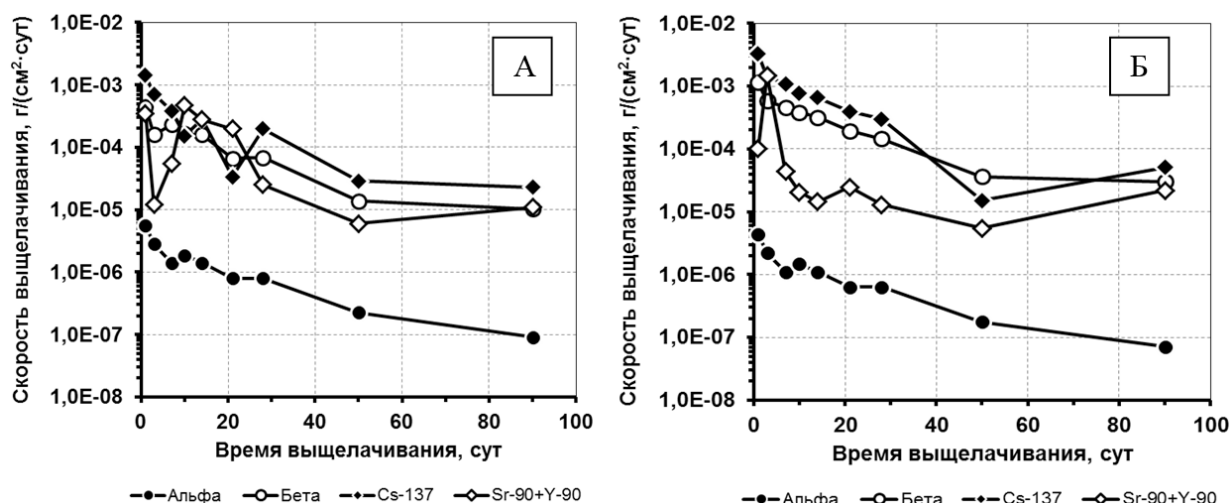


Рис. 5. Зависимость скорости выщелачивания радионуклидов от времени из компаундов на основе доменного шлака: А – пульпа 25 г/дм³; Б – пульпа 45 г/дм³

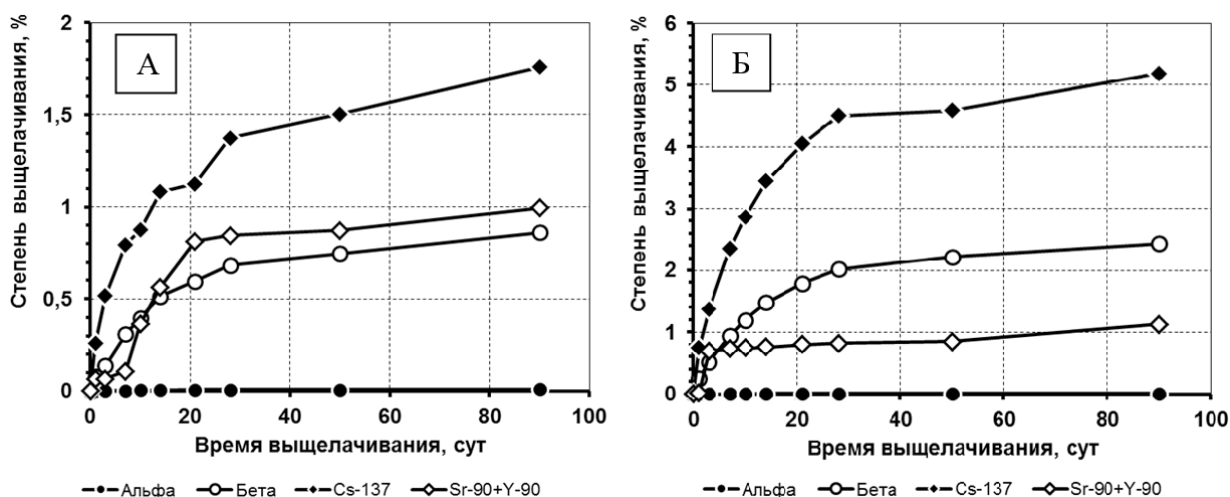


Рис. 6. Зависимость степени выщелачивания радионуклидов от времени из компаундов на основе доменного шлака: А – пульпа 25 г/дм³; Б – пульпа 45 г/дм³

доменного шлака показывает более высокую прочность фиксации радионуклидов (степень выщелачивания 0,9 % против 1,6 % у портландцементных компаундов). Однако для более концентрированной пульпы железа и диоксида марганца (45 г/л) степень выщелачивания β -излучающих нуклидов практически одинакова и составляет около 2,5 %. Скорость выщелачивания β -излучающих

нуклидов стабилизируется около значений $3 \cdot 10^{-5}$ г/(см²·сут).

Обобщённые результаты испытаний химической устойчивости образцов компаунда на основе портландцемента и доменного шлака со смешанной пульпой ДМ-ГОЖ представлены в табл. 5.

Как видно из данных табл. 5, все испытанные образцы соответствуют требованиям к

Таблица 5

Обобщённые результаты химической устойчивости образцов компаунда с пульпой MnO_2

ДМ-ГОЖ, г/дм ³	Степень выщелачивания, %				Скорость выщелачивания средняя за 90 сут, г/(см ² ·сут)			
	$\Sigma\alpha$	$\Sigma\beta$	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr+ ⁹⁰ Y	$\Sigma\alpha$	$\Sigma\beta$	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr+ ⁹⁰ Y
Матрица на основе портландцемента								
25	0,0103	1,62	2,58	1,97	$6,19 \cdot 10^{-7}$	$9,76 \cdot 10^{-5}$	$1,56 \cdot 10^{-4}$	$1,19 \cdot 10^{-4}$
45	0,0085	2,34	3,57	3,31	$4,6 \cdot 10^{-7}$	$1,27 \cdot 10^{-4}$	$1,94 \cdot 10^{-4}$	$1,80 \cdot 10^{-4}$
Матрица на основе доменного шлака								
25	0,0090	0,86	1,76	0,99	$5,62 \cdot 10^{-7}$	$5,25 \cdot 10^{-5}$	$1,07 \cdot 10^{-4}$	$6,07 \cdot 10^{-5}$
45	0,0084	2,43	5,19	1,12	$3,93 \cdot 10^{-7}$	$1,19 \cdot 10^{-4}$	$2,54 \cdot 10^{-4}$	$5,51 \cdot 10^{-5}$

Таблица 6

Прогнозные объёмы отходов 2 класса при удалении избыточной α -активности из растворов САО

Объём САО, м ³	Дозировка ДМ-ГОЖ, мг/дм ³	Масса ДМ-ГОЖ, кг	Объём пульпы ДМ-ГОЖ, м ³		Объём компаунда при цементировании пульпы, м ³		Стоимость захоронения с учётом контейнеризации, млн руб.	
			25 г/дм ³	45 г/дм ³	25 г/дм ³	45 г/дм ³	25 г/дм ³	45 г/дм ³
8000	100	800	32	18	54	31	111	63

отходам радиоактивным цементированным по химической стойкости. Степень выщелачивания радионуклида ¹³⁷Cs за 90 сут эксперимента составила от 1,8 до 5,2 %. По результатам испытаний средняя скорость выщелачивания ¹³⁷Cs для всех составов была ниже нормируемой величины в $1 \cdot 10^{-3}$ г/(см²·сут) и составила для концентрированной (45 г/дм³) пульпы ДМ-ГОЖ от $1,9 \cdot 10^{-4}$ до $2,5 \cdot 10^{-4}$ г/(см²·сут).

Активность α -излучающих нуклидов в средах выщелачивания у цементных образцов часто была ниже предела обнаружения, поэтому показатели степени и скорости выщелачивания на практике были ниже тех, что приведены в табл. 5.

Параметры отверждения, установленные в процессе работы, позволяют провести оценочные расчёты по объёму кондиционированных РАО и стоимости платежей за захоронение [4] в зависимости от концентрации ДМ-ГОЖ в пульпе. Прогнозные объёмы отходов 2 класса и результаты расчётов платежей за захоронение приведены в табл. 6. Расчёт приведён на контейнер НЗК-150-1,5П АТ-9-00.00.000-02 с вкладышем СМ-1,2, объём вкладыша – 1,2 м³.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В рамках отработки технологии выделения избыточной активности α -излучающих нуклидов из растворов САО проведена очистка десорбирующих растворов завода РТ-1 от α -излучающих нуклидов на осадках ДМ-ГОЖ. Коэффициенты очистки смешанного кислого и щелочного десорбирующих растворов составили около пяти порядков для суммы α -излучающих нуклидов, около трёх порядков по ⁹⁰Sr, около двух порядков по ¹⁰⁶Ru и ¹²⁵Sb. При этом активность β -излучающих нуклидов снизилась на 40–50 %.

Проведено отверждение двух типов отходов с концентрацией ДМ-ГОЖ 25 и 45 г/дм³ в составы на основе портландцемента и доменного шлака. В результате получены твёрдые радиоактивные отходы, относящиеся по удельной активности к отходам 2 класса [5]. Исследования на химическую стойкость показали, что полученные компаунды удовлетворяют требованиям к отходам радиоактивным цементированным. Составы на основе портландцемента и доменного шлака показали близкие изолирующие свойства.

ЛИТЕРАТУРА

1. Лабораторная апробация технологии переработки среднеактивных отходов, планируемых к отверждению на комплексе цементирования: отчёт / ФГУП "ПО "Маяк"; Исполн. Ремизова В.А., Слюнчев О.М. – инв. № 2/436. – Озёрск, 2015. – 27 с.
2. Исследование перспективных составов для цементирования жидких САО: сообщение / ФГУП "ПО "Маяк"; исполн.: Ремизова В.А. – № 193-2.3.1/1666 от 31.03.2015. – Озёрск, 2015.
3. ГОСТ Р 52126–2003. Отходы радиоактивные. Определение химической устойчивости отверждённых высокоактивных отходов методом длительного выщелачивания. – Введён 01.07.2004.
4. Приказ федеральной антимонопольной службы № 1812/17 от 28.12.2017 "Об установлении тарифов на захоронение радиоактивных отходов классов 1, 2, 3, 4, 6 на период с 2018 по 2022 годы и тарифов на захоронение радиоактивных отходов класса 5 на 2018 год".
5. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069 "О критериях отнесения твёрдых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов".

УДК 621.039.1

© 2021

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ТЕРМОХИМИЧЕСКОЙ ДЕНИТРАЦИИ АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ АКТИНИДОВ В ВЕРТИКАЛЬНОМ ТОНКОПЛЁНОЧНОМ АППАРАТЕ

*А.С. Алой, А.Ю. Абашкин, Н.Ф. Карпович, Т.А. Кольцова,
Л.В. Красников, А.А. Мурзин, Е.А. Пузанская, С.Е. Самойлов,
К.В. Ушакова, В.С. Щукин*

Россия, г. Санкт-Петербург, АО "Радиевый институт им. В.Г. Хлопина"

Проведены эксперименты по термохимической денистрации азотнокислых растворов актинидов с применением тонкоплёночного роторного концентратора (ТРК). В результате проведённых экспериментов на стенде с ТРК были первоначально отработаны режимы термохимической денистрации азотнокислого раствора уранилнитрата с получением однофазного соответствующего формиата. В ходе термического разложения формиата уранила при 500–550 °С в токе аргоно-водородной смеси (7 об. % H₂) был получен диоксид урана. При соблюдении отработанных режимов после термохимической денистрации азотнокислых растворов, содержащих уран и торий, по аналогичной схеме был наработан порошок в виде твёрдого раствора UO₂ – ThO₂.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: ДЕНИСТРАЦИЯ, ФОРМИАТЫ, ТОНКАЯ ПЛЁНКА, АКТИНИДЫ, ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

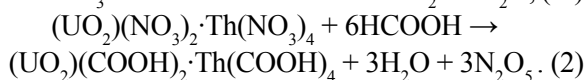
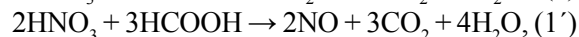
Концепция ЗЯТЦ предусматривает необходимость получения монофазных порошков в качестве прекурсоров для изготовления таблеток в виде твёрдых растворов оксидов актинидов.

Промышленное получение монофазных порошков из растворов солей актинидов осуществляется в настоящее время путём осаждения оксалатов, полиуранатов или карбонатов. Реализация этих способов включает операции фильтрации, промывки осадков на фильтрах и последующую их сушку в защитной атмосфере. Общим недостатком осадительных методов является образование больших объёмов РАО в виде маточных и промывных растворов, требующих их утилизации [1].

Сокращение числа операций и больших объёмов вторичных РАО за счёт реализации более короткой технологической схемы, обеспечивающей формирование основных качеств порошка (текучести, прессуемости, спекаемости) на стадиях химического передела, позволяет улучшить технико-экономические показатели процесса изготовления топливных таблеток в целом.

Одним из возможных вариантов такой технологии является процесс на основе термохимической денистрации азотнокислых растворов актинидов с использованием в качестве восстановителя муравьиной кислоты.

При упаривании до сухого остатка азотнокислого раствора уранил-нитрата с добавками нитратов других актинидов, например, тория, и содержащего в избытке муравьиную кислоту, происходит полное вытеснение нитрат-иона из координационной сферы актинидов (уравнение (2)), и азотная кислота разлагается по уравнениям (1) и (1') в зависимости от избытка муравьиной кислоты:



Реакция (1) носит автокаталитический характер с индукционным периодом, который зависит от концентрации реагентов и температуры. Чем больше концентрация HNO₃ и температура, тем меньше этот период.

В результате образуется осадок в виде

твёрдого раствора на основе формиата уранила, при термическом разложении которого в подходящей атмосфере образуется твёрдый раствор соответствующих диоксидов актинидов.

Особый интерес к формиатам актинидов по сравнению с аммоний-содержащими соединениями вызван тем, что они имеют невысокую температуру разложения.

Процесс получения из растворов монофазных порошков формиатов актинидов с помощью распылительной сушилки и образования твёрдого раствора $(U_xPu_{1-x})O_2$ после их разложения был проведен в лабораторных условиях и подтверждён патентом [2].

Однако при увеличении масштабов установки был выявлен ряд серьёзных недостатков.

К ним относятся:

- неоднородность факела распыла раствора, что приводило к разнице во влажности крупных и мелких фракций порошков, налипанию более крупных частиц на стенку сушильной камеры;
- для предотвращения застывания формунки кристаллами соли необходима периодическая её прочистка;
- значительный унос аэрозолей в систему газоочистки, большие габариты которой обусловлены дополнительным объёмом воздуха, необходимым для распыления растворов.

Применение муравьиной кислоты в качестве восстановителя широко используется в технологии обращения с жидкими высокоактивными отходами [3]. Ранее было показано, что процесс денитрации азотнокислых ВАО в непрерывном режиме с получением сухого остатка эффективно может быть реализован с использованием вертикального тонкоплёночного роторного концентратора (ТРК) [4].

Технология вертикального тонкоплёночного процесса основана на том, что подаваемый сверху раствор равномерно распределяется лопастями вращающегося ротора поверх нагретой поверхности, формируя на ней тонкую жидкую плёнку [5]. По краям лопастей ротора на теплообменной поверхности образуются завихрения, которые интенсивно перемешивают и взбалтывают жидкую среду при её движении по спирали сверху вниз. В тонкой плёнке в условиях высокой турбулентности быстро протекают соответствующие химические реакции,

сопровожаемые одновременно испарением жидкости вплоть до сухого сыпучего остатка.

Преимущества использования ТРК для проведения химических реакций с одновременной эвакуацией образующихся газов и сушкой целевого продукта обусловлены высокоэффективной теплопередачей, коротким временем нахождения реагентов в зоне нагрева и минимальным их количеством в рабочей зоне, что очень важно для соблюдения требований ядерной безопасности.

Экспериментальная отработка процесса термохимической денитрации азотнокислых растворов актинидов проводилась на лабораторном стенде с применением аппарата ТРК и оснащённом узлами дозирования раствора и улавливания отходящих газов.

Целью данной работы являлось получение сухих солей формиатов уранила и тория (как аналога плутония), пригодных для переработки в смешанный диоксид урана-тория в виде порошка монофазного твёрдого раствора.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

Реактивы и методы анализа

Для отработки процесса получения порошков уранил-формиатов были использованы следующие растворы и реактивы:

- 1 – раствор (1,04 моль/л HNO_3), содержащий уранил-нитрат ($C_U=103$ г/л);
- 2 – азотнокислый раствор (0,845 моль/л HNO_3), содержащий уран и торий ($C_U=90$ г/л; $C_{Th}=9,0$ г/л);
- 3 – раствор 21,5 моль/л $HCOOH$;
- 4 – раствор полиакриламида (ПАА);
- 5 – аргоно-водородная смесь (~7 об. % H_2).

Фазовый состав конечных продуктов определяли методом рентгено-фазового анализа (РФА), который выполняли на дифрактометре ДРОН-УМ1 с использованием $Cu(K_\alpha)$ -излучения. Режим на рентгеновской трубке: напряжение – 35 кВ, ток – 20 мА. Обработку результатов проводили с использованием программ PDWIN. Для проведения качественного анализа использовалась картотека JCPDS.

Дифференциальный термический анализ (ДТА) проводили на дериватографе Setaram SetSys Evolution (Франция) со скоростью нагрева 10 °С/мин.

Для микросъёмки объектов использовался микровизор металлографический μ Vizo-MET-222.

Концентрацию урана в пробах из I-го поглопителя определяли методом атомно-эмиссионной спектроскопии с индуктивно-связанной плазмой АЭС-ИСП на приборе Varian 725-ES. Предел обнаружения – 0,05 мг/л.

Оборудование стэнда

ТРК представляет собой обогреваемый снаружи с помощью кольцевого электронагревателя вертикальный цилиндрический корпус. Внутри корпуса расположен по всей длине четырёхлопастной ротор, вращающийся с помощью электродвигателя. Зазор между лопастью и теплообменной стенкой составляет 0,4 мм.

Регулировка температуры нагрева и её поддержание в заданных параметрах осуществлялась с помощью регулятора-измерителя температуры ПОЛИКОН с погрешностью измерения $\pm 2^\circ\text{C}$.

Исходный раствор поступает в верхнюю зону аппарата на специальную тарелочку и при вращении её и лопастей стекает по теплообменной поверхности в виде тонкой жидкой плёнки. На рис. 1 представлена 3D модель ТРК.

За счёт термохимического воздействия в плёнке и одновременного испарения жидкой фазы на стенке образуется гарнисаж, при истирании которого в обогреваемом приёмном стакане собирается почти сухой порошок целевого продукта.

На рис. 2 приведена схема лабораторного стэнда для проведения процесса термохимической денитрации азотнокислых растворов.

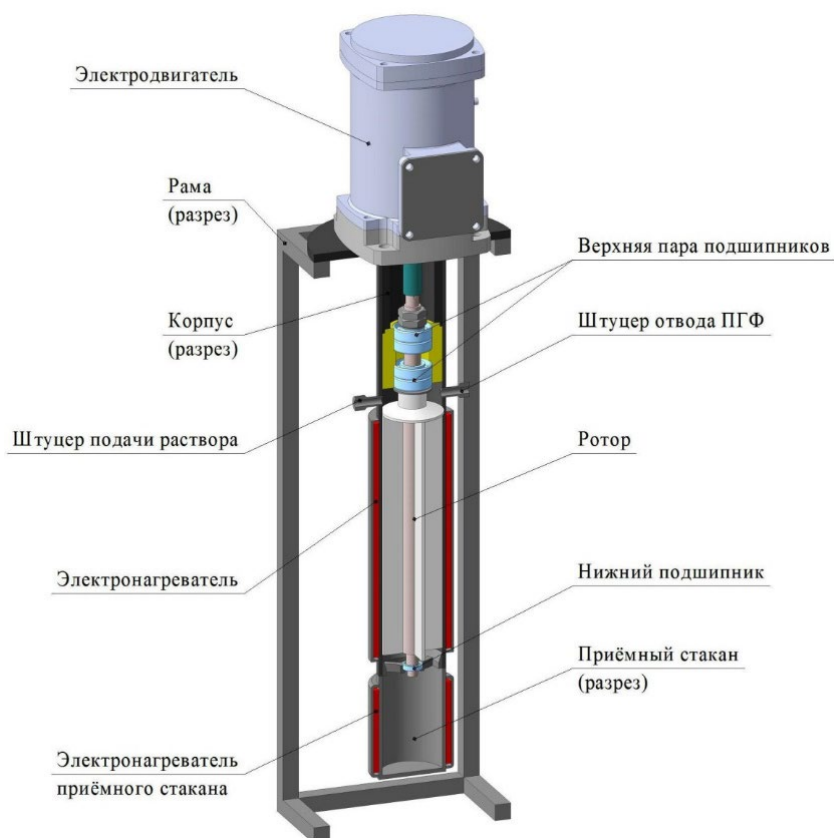


Рис. 1. 3D модель тонкоплёночного роторного концентратора

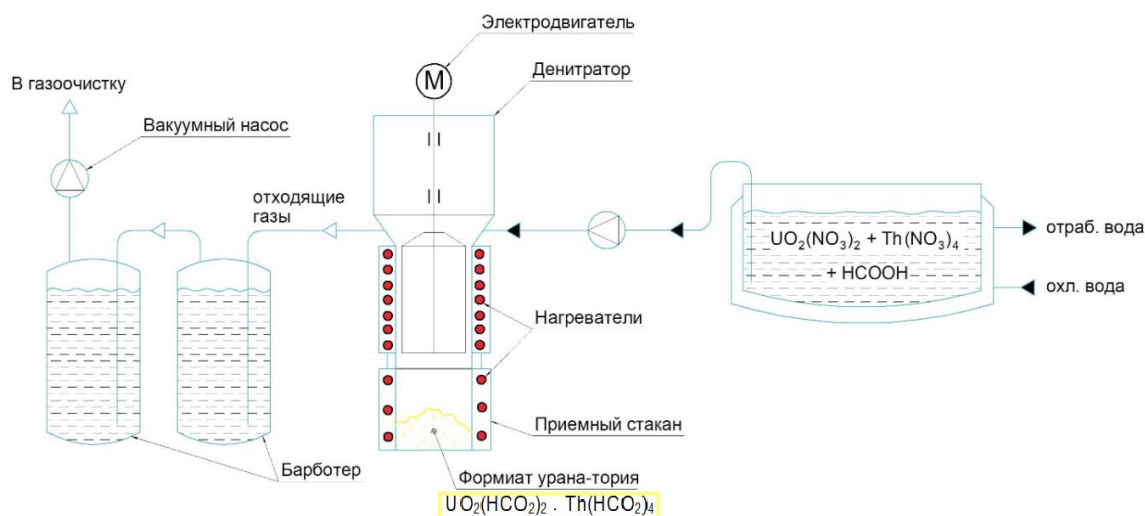


Рис. 2. Схема лабораторного стенда термохимической денитрации

Раствор в аппарат подаётся непрерывно перистальтическим насосом RS 301 со скоростью 1 л/ч из ёмкости с водяным охлаждением. Образующиеся горячие газы отводятся из реакционной зоны с помощью вакуумного насоса через два барботёра, заполненных водой. Скорость откачки по ротаметру не превышает 50 л/мин. Унос реагентов определяется по содержанию урана в обоих барботёрах.

Учитывая, что основным компонентом целевых твёрдых растворов в виде оксидов актинидов является уран, на первом этапе обрабатывались режимы получения порошков формиатов уранила с последующим его восстановлением до UO_2 .

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

В ходе экспериментов обрабатывались различные технологические параметры получения сухого порошка, не содержащего нитрат-ионы:

- соотношение компонентов;
- необходимость введения разрыхлителя (ПАА) в исходный раствор;
- скорость подачи раствора в ТРК;
- температура стенки концентратора;
- подача предварительно нагретого раствора в аппарат;
- подогрев приёмного стакана.

Контроль за полнотой денитрации осуществляли с помощью РФА.

Параметры процесса и результаты ряда экспериментов приведены в табл. 1.

В эксперименте № 1 в состав исходного раствора был внесён полиакриламид (ПАА) с целью разрыхления сухого твёрдого остатка солей на теплообменной поверхности [2]. Однако второй опыт без добавления ПАА показал, что продукт образуется рыхлый, сыпучий, легко отделяющийся от стенок, что позволило отказаться от дальнейшего его применения.

Из табл. 1 видно, что полнота процесса термохимической денитрации с получением однофазного безводного формиата уранила зависит от соотношения $HCOOH/NO_3^-$ в растворе и от скорости его дозирования в ТРК.

На рис. 3 представлены фотографии порошка формиата уранила, полученного на установке ТРК.

Выход порошка в приёмный стакан установки наблюдался в среднем через 5 мин после начала дозирования.

На рис. 4 приведена дифрактограмма продукта опыта № 3.

На рис. 5 приведена дифрактограмма продукта опыта № 8.

В результате проведённых экспериментов полная денитрация и образование формиата

Таблица 1

Параметры процесса и результаты экспериментов

№	Температура на стенке ТРК, °С	Скорость подачи раствора, мл/ч	Объёмное соотношение $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2/\text{HCOOH}$	Мольное соотношение $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2/\text{HCOOH}$	Фазовый состав	Сод. масс. %
1*	140 ± 2	390	2,86/1	1/1,65	$\text{UO}_2(\text{OH})(\text{HCO}_2)$ $\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$	75 25
2		400	2,86/1	1/1,65	$\text{UO}_2(\text{OH})(\text{HCO}_2)$ $\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$	50 50
3		430	2,53/1	1/1,87	$\text{UO}_2(\text{OH})(\text{HCO}_2)$ $\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$	30 70
4		430	2,53/1	1/1,87	$\text{UO}_2(\text{OH})(\text{HCO}_2)$ $\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$	20 80
5		310	2,53/1	1/1,87	$\text{UO}_2(\text{OH})(\text{HCO}_2)$ $\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$	20 80
6**		430	2,53/1	1/1,87	$\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$	80 20
7		450	2/1	1/2,36	$\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$	90 10
8		440	2/1	1/2,36	$\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$	100
9		420	2/1	1/2,36	$\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ Р-аморф. фаза	100
10***		450	2/1	1/2,36	$\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$	100

Примечание. * 1 масс. % ПАА; ** присутствие уранилнитрата объясняется тем, что приёмный стакан не подогревался, вследствие чего в аппарат ТРК попадал холодный воздух, уменьшая тем самым скорость реакции денитрации; *** температура исходного раствора 75–80 °С.

а)



б)



Рис. 3. Фотографии порошка (а – в приёмном стакане установки; б – в бюксе)

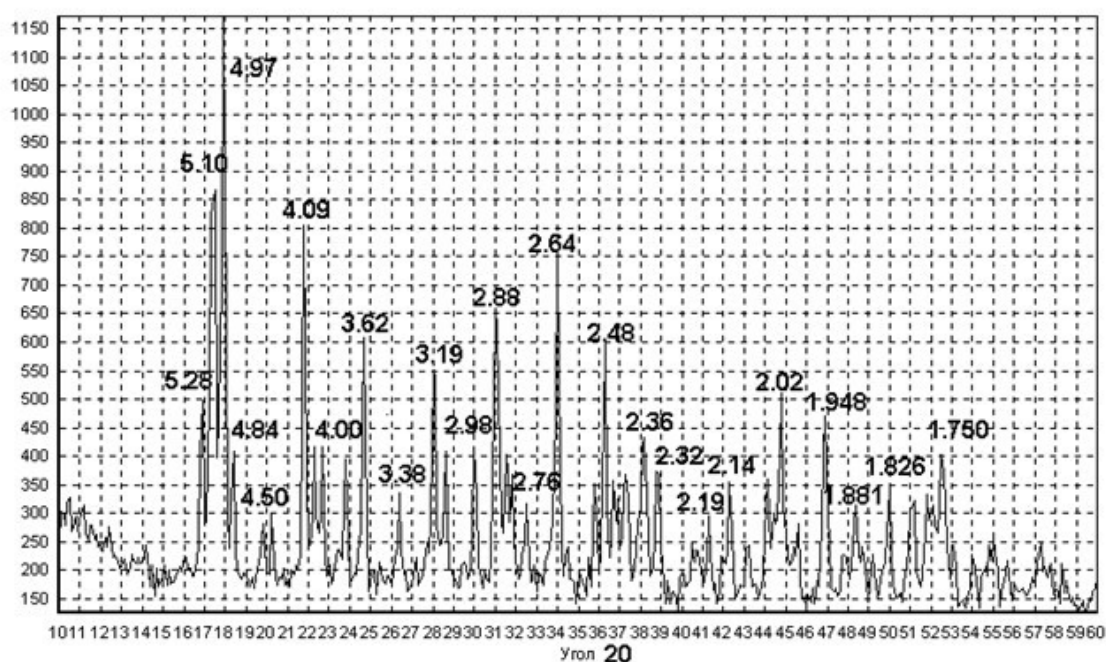


Рис. 4. Дифрактограмма продукта опыта № 3. Фазовый состав: $\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ (70 масс.%) – № 27–934, $\text{UO}_2(\text{OH})(\text{CHO}_2)$ (30 масс.%) – № 27–935

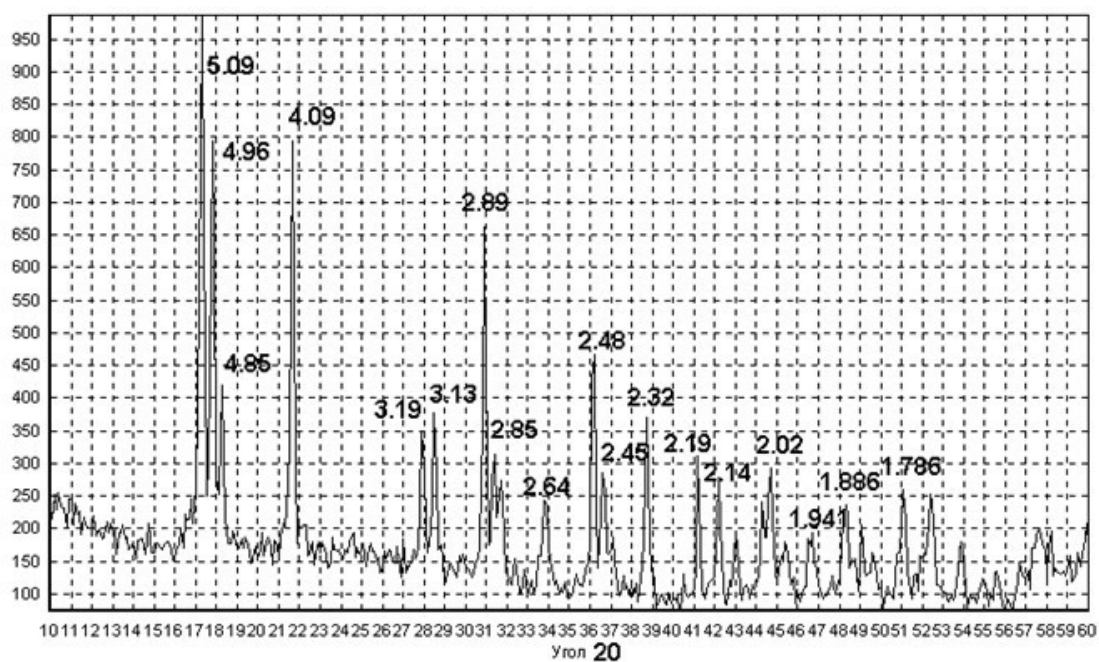


Рис. 5. Дифрактограмма продукта опыта № 8. Фазовый состав: $\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ – № 27–934

Таблица 2

Результаты анализа уноса урана в газовую фазу

№ опыта	Объём р-ра, мл	Масса урана, г	Масса урана с нарастающим итогом, г	Концентрация урана в барботёре, г/л	Масса урана в барботёре (унос с газовой фазой), г	% уноса
1	600	43,26	43,26	0,0147	0,235	0,54
2	300	22,87	66,13	0,043	0,688	1,04
3	300	25,75	91,88	0,0546	0,874	0,95
4	300	22,15	114,03	0,088	1,408	1,23
5	300	22,15	136,18	0,116	1,856	1,36
6	300	20,6	156,78	0,153	2,448	1,56
7	300	22,15	178,93	0,172	2,752	1,54
8	300	22,15	201,08	0,196	3,136	1,56
9	300	20,6	221,68	0,206	3,296	1,49
10	300	27,4	249,08	0,253	4,048	1,63

уранила была достигнута в опытах № 1–5, 8–10; однако получение одноводного соединения без присутствия других фаз, по данным РФА, наблюдалось только в опытах № 8–10.

В процессе экспериментов после каждого опыта отбирались пробы из I-го барботёра (объём 16 л). В пробах методом АЭС-ИСП анализировали содержание урана. Результаты анализа приведены в табл. 2.

Таким образом, при переработке 249,08 г урана унос в газовую фазу составил 4,048 г, что соответствует 1,6 %.

В контрольной пробе, отобранной из II-го (контрольного) барботёра, уран не обнаружен.

Результаты термического анализа одноводного формиата уранила на воздухе приведены на рис. 6.

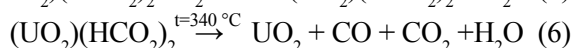
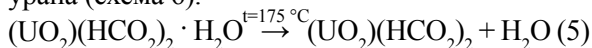
Согласно кривой ДТА на рис. 6, при нагреве до 400 °С на воздухе навески массой 34,2 мг наблюдаются три стадии потери массы при температурах ~160, ~260 и 300 °С. Первая стадия при ~160 °С связана с потерей воды и образованием безводного формиата уранила. Вторая и третья стадии сопровождаются выделением тепла и обусловлены ступенчатым окислением формиата уранила. Конечным продуктом термолита является триураноктаоксид (U_3O_8).

Эти данные достаточно близко совпадают с результатами работы [6], в которой термо-

гравиметрия формиата уранила проводилась в условиях вакуума.

В среде аргона, в отличие от термолита на воздухе, конечным продуктом является диоксид урана.

На рис. 7 представлена дериватограмма одноводного формиата уранила в среде аргона. Нагрев проводился до температуры 950 °С со скоростью 10 °С/мин. Разложение формиата уранила проходит в 2 стадии. Потеря массы на первой стадии соответствует дегидратации образца (схема 5). Термолит образующегося продукта протекает в узком интервале температур 320–350 °С и приводит к образованию диоксида урана (схема 6).



Термическое разложение одноводного формиата уранила с целью получения UO_2 проводилось в специальном реакторе при температурах 250–550 °С с продувкой аргона 35–40 л/ч и со скоростью нагрева 2,5 °С/мин. При температуре 550 °С с целью стабилизации получаемого соединения аргон заменили на аргоно-водородную смесь, содержащую 7 об. % H_2 . При достижении температуры 700–750 °С осуществлялась изотермическая выдержка в течение 1,5–2 ч.

На рис. 8 и 9 приведены дифрактограм-

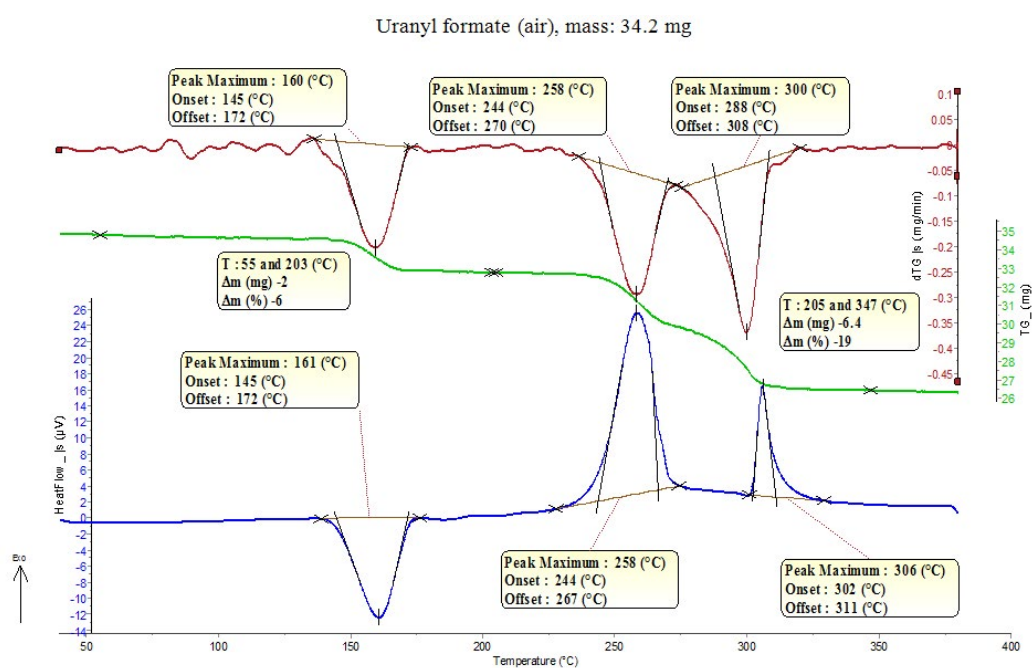


Рис. 6. Термолиз $\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ в воздухе

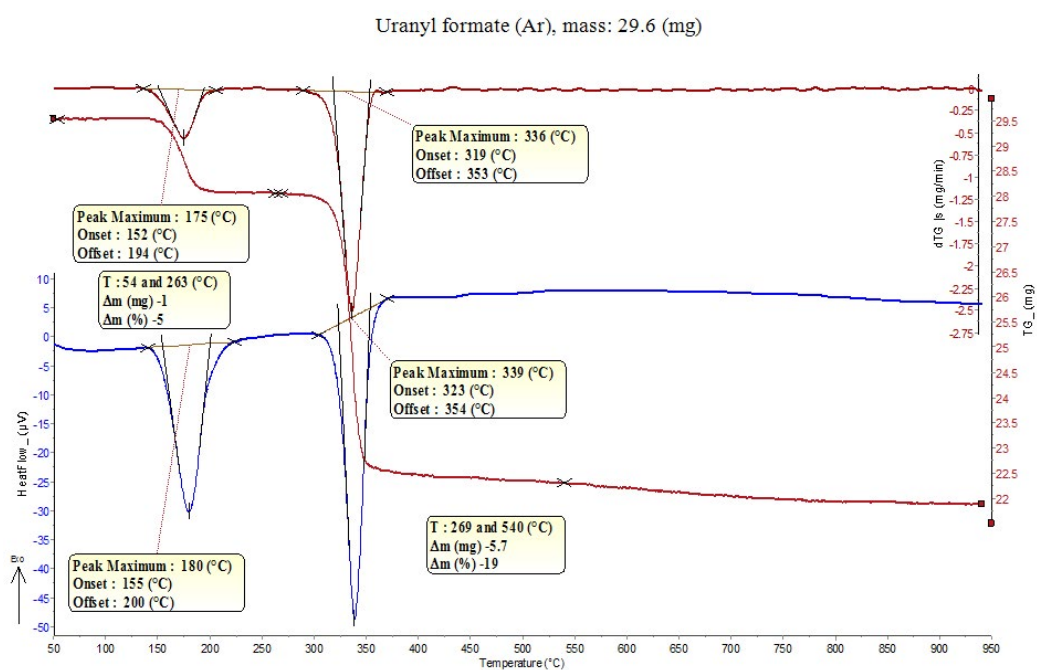


Рис. 7. Результаты ДТА $\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ в среде аргона

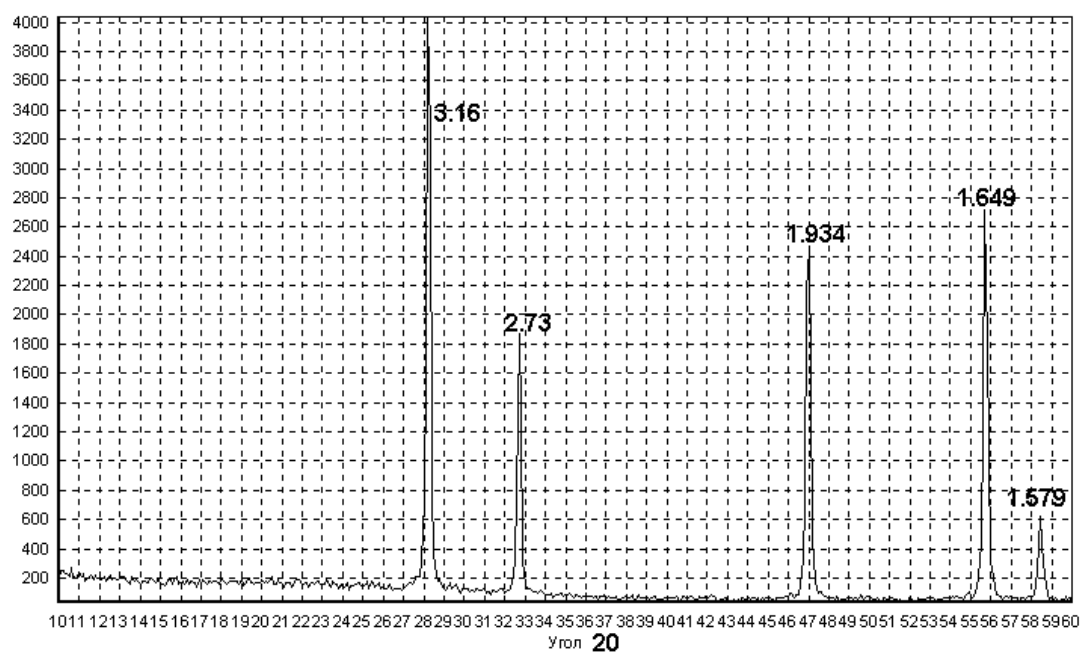


Рис. 8. Дифрактограмма оксида урана из $\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$, продукт опыта № 3.
Фазовый состав: $\text{UO}_{2,01}$, эффективный размер кристаллитов $\approx 400\text{\AA}$

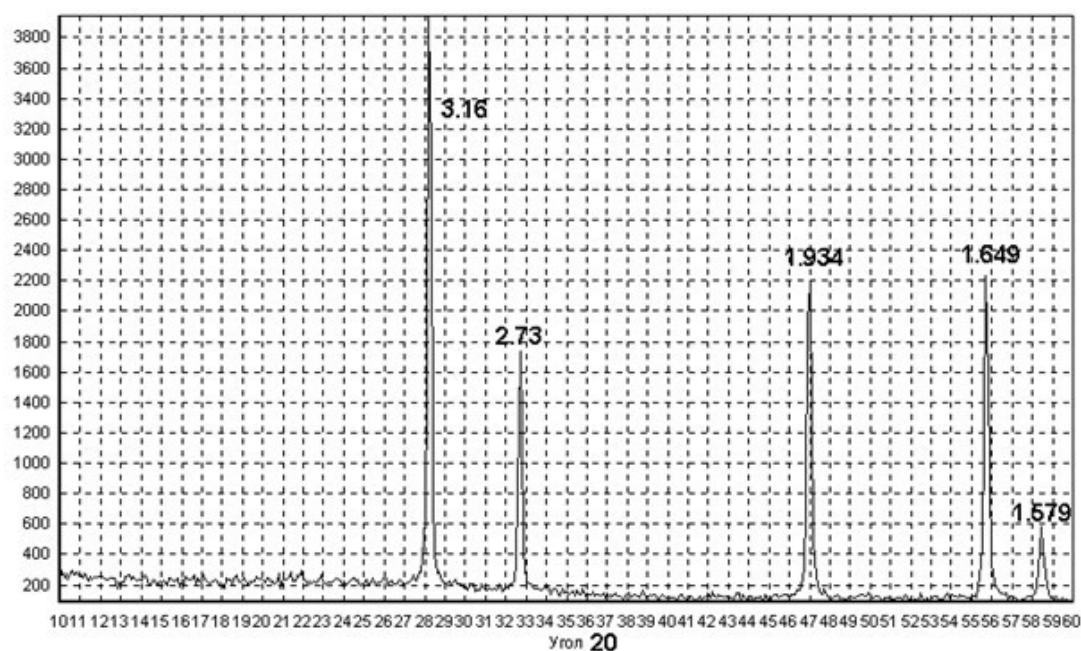


Рис. 9. Дифрактограмма оксида урана из $\text{UO}_2(\text{HCO}_2)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$, продукт опыта № 8.
Фазовый состав: $\text{UO}_{2,01}$, эффективный размер кристаллитов $\approx 600\text{\AA}$

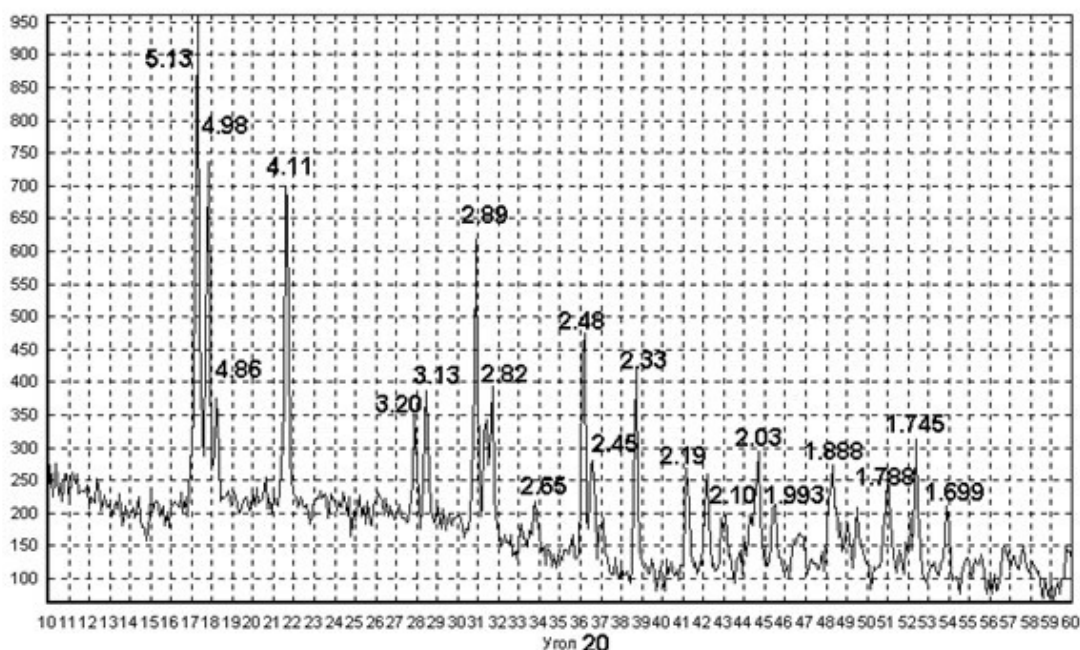


Рис. 10. Дифрактограмма порошка $\text{UO}_2(\text{HCO}_3)_2 \cdot \text{Th}(\text{HCO}_3)_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$

мы диоксида урана, полученного из смеси $\text{UO}_2(\text{OH})(\text{HCO}_3)$ и $\text{UO}_2(\text{HCO}_3)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ (опыт № 3) и из $\text{UO}_2(\text{HCO}_3)_2 \cdot \text{H}_2\text{O}$ (опыт № 8). Следует отметить, что различие заключается только в эффективном размере кристаллитов.

После опытов с уранил-нитратом с учётом оптимизации параметров процесса денитрации был проведён эксперимент по получению твёрдого раствора диоксидов урана и тория. Азотнокислый раствор 0,85 моль/л HNO_3 с концентрацией по урану 91,1 г/л и торию 9,0 г/л в смеси с концентрированной HCOOH дозировался в верхнюю зону ТРК при мольном соотношении нитрат-ион/муравьиная кислота не более 0,22. Температура стенки аппарата поддерживалась равной 140–145 °С, а температура приёмного стакана – 160 °С. Порошок сыпался в стакан равномерно и, по данным РФА отобранных проб, представлял собой продукт со структурой одноводного формиата с формулой $(\text{UO}_2)(\text{HCO}_3)_2 \cdot \text{Th}(\text{HCO}_3)_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$. Соответствующая дифрактограмма приведена на рис. 10.

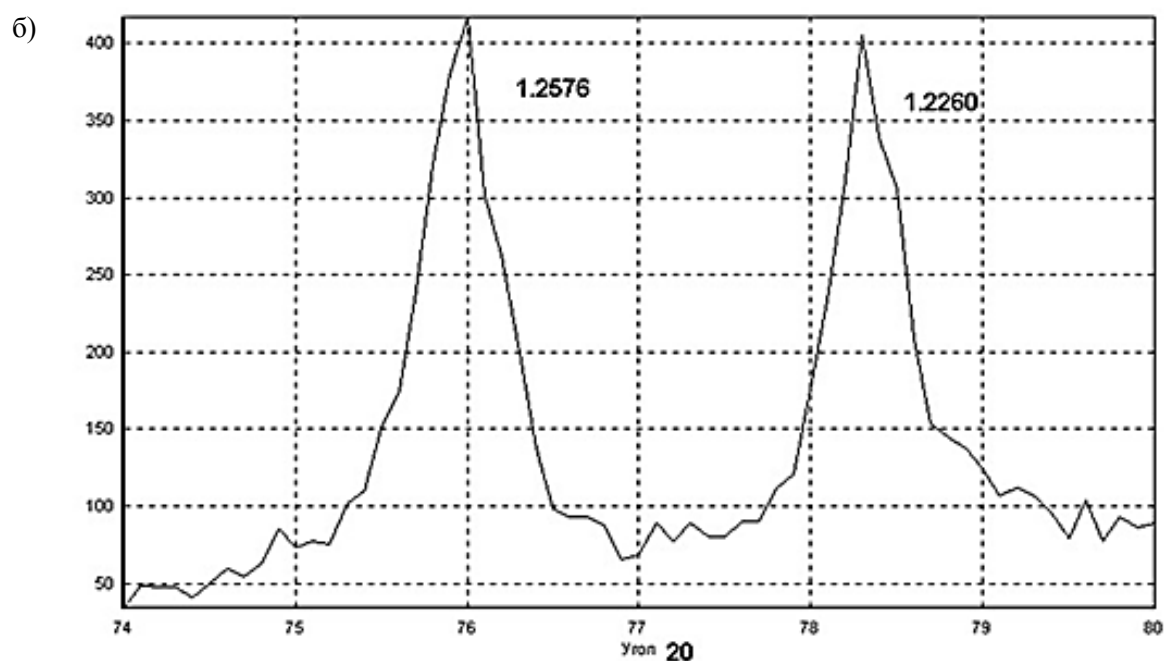
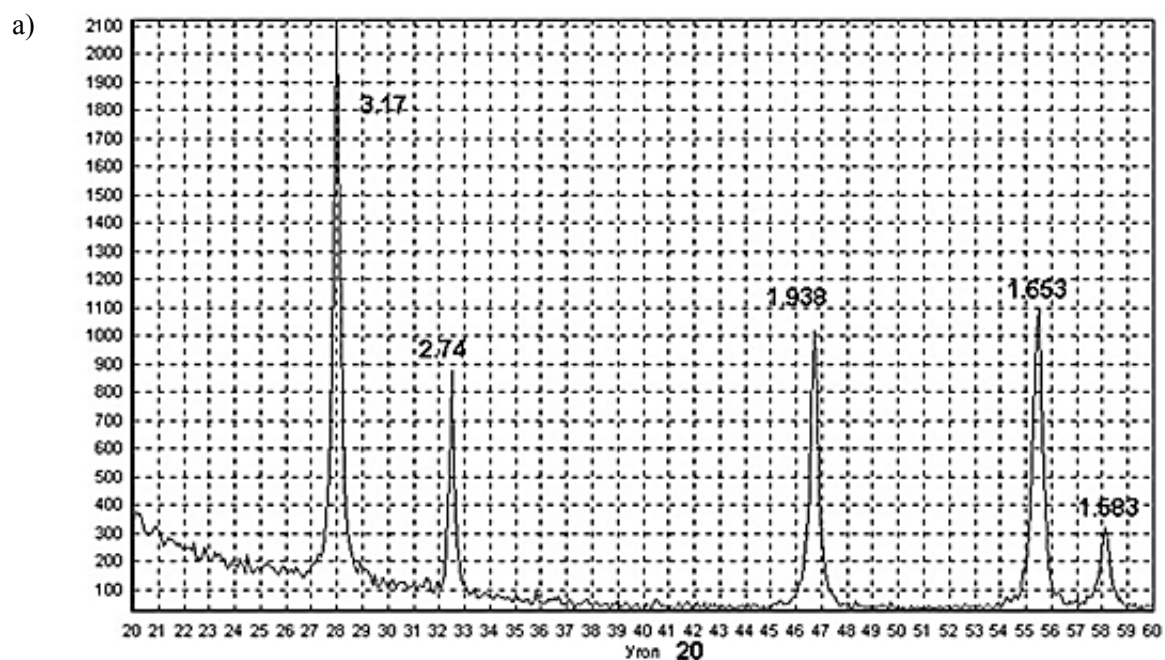
В результате термообработки полученного

продукта с соблюдением ранее установленных параметров был получен однофазный твёрдый раствор $\text{UO}_2\text{--ThO}_2$, дифрактограммы которого приведены на рис. 11.

Средний размер частиц порошка $(\text{U, Th})\text{O}_2$, определённый с помощью микровизора $\mu\text{Vizo-MET-222}$ при увеличении в 109 раз, был равен 10–20 мкм.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведённых экспериментов на стенде с ТРК были отработаны режимы термохимической денитрации азотнокислых растворов актинидов с получением однофазных солей соответствующих формиатов. При термическом разложении этих солей при 500–550 °С в токе аргоно-водородной смеси (7 об. % H_2) были получены диоксид урана и твёрдый раствор $\text{UO}_2\text{--ThO}_2$. С учётом опыта по наработке целевых продуктов в ходе термохимической денитрации была разработана аппаратурно-технологическая схема для проведения работ с растворами, содержащими уран и плу-



а – общая дифрактограмма; б – фрагмент дифрактограммы $(U,Th)O_2$

Рис. 11. Дифрактограммы восстановленного $UO_2(HCO_2)_2 \cdot Th(HCO_2)_4$.
Фазовый состав: $(U_{0,9}Th_{0,1})O_2$, параметр эл.яч. $a=5,484 \text{ \AA}$

тоний, и выданы рекомендации по улучшению конструкции основного аппарата в виде ТРК.

Способ термохимической денитрации азотнокислых солей актинидов и устройство для его осуществления оформлены в виде патента РФ [7].

ЛИТЕРАТУРА

1. Копырин А.А., Карелин А.И., Карелин В.А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива. – М.: ЗАО Изд-во "Атомэнергоиздат", 2006.
2. Пат. 2494479 Российская Федерация. Способ получения твёрдых растворов оксидов актинидов / Сем'нова Н.А., Красников Л.В., Лумпов А.А., Мурзин А.А. – Оpubл. в 2013 г.
3. А.с. 1127454 СССР. Способ денитрации азотнокислых жидких высокоактивных отходов /

Алой А.С., Добрыгин П.Г., Исакова О.А. и др. – Оpubл. в 1984 г.

4. А. с. 1384075 СССР. Способ глубокого концентрирования жидких высокоактивных отходов / Алой А.С., Дементьев П.Г., Исакова О.А. и др. – Оpubл. в 1986 г.

5. Олевский В.М., Ручинский В.Р. Роторно-плёночные тепло- и массообменные аппараты. – М.: Изд-во "Химия", 1977.

6. Russell E.R., Hyder M.L. The Thermal Decomposition of Uranyl Formate and Preparation of Ammonium Uranyl Formate, $(\text{NH}_4)_2\text{UO}_2(\text{COOH})_4$ // Inorg. Nucl. Chem. Letters. – 1976. – V.12. – P. 247–250.

7. Пат. 2702095 Российская Федерация. Способ получения монофазных солей актинидов и устройство для их получения / Алой А.С., Самойлов С.Е., Кольцова Т.И. и др. – Оpubл. в 2018 г.

УДК 616–036.22

© 2021

**КУРЕНИЕ КАК ФАКТОР РИСКА ЗАБОЛЕВАЕМОСТИ РАКОМ
ПРЕДСТАТЕЛЬНОЙ ЖЕЛЕЗЫ У МУЖЧИН КОГОРТЫ ПО "МАЯК"***Л.В. Финашов, И.С. Кузнецова, М.Э. Сокольников**Россия, г. Озёрск, ФГУП Южно-Уральский институт биофизики ФМБА России*

Представлены результаты ретроспективного исследования показателей заболеваемости раком предстательной железы у работников ФГУП "ПО "Маяк" в зависимости от статуса курильщика. Исследуемая когорта состояла из 16685 мужчин, нанятых на основные производства ПО "Маяк" в 1948–1982 гг. Период наблюдения за работником начинался в момент найма и был ограничен 31 декабря 2013 г. За это время было зарегистрировано 183 случая заболевания раком предстательной железы. Для 90 % работников известен статус курильщика: 11207 чел. когда-либо курили и 3855 чел. не курили никогда. Анализ значений стандартизованного по возрасту отношения фактического количества случаев к ожидаемому для не курильщиков при использовании внутреннего стандарта, а именно данных о курильщиках, показал, что в целом за весь период наблюдения для всех производств заболеваемость РПЖ не отличается для курильщиков и не куривших лиц (1,06; 95% ДИ: 0,78–1,41).

При анализе заболеваемости РПЖ в зависимости от типа производства получено, что на реакторном производстве за весь период наблюдения заболеваемость была выше среди не куривших относительно курильщиков, хотя статистически значимое превышение было получено только в период с 2003 по 2013 гг. (2,75; 95% ДИ: 1,42–4,8), так называемый парадокс курильщика. При многофакторном моделировании показателя заболеваемости РПЖ с учётом достигнутого возраста, года рождения, периода заболевания, статуса курильщика и накопленной дозы профессионального внешнего γ -облучения у некурящих работников реакторного производства относительный риск заболеваемости РПЖ статистически значимо выше (1,83; 90% ДИ: 1,01–3,06), чем у курящих работников реакторного производства. В то же время получен статистически значимо более низкий риск заболеваемости РПЖ у некурящих работников (0,51; 90% ДИ: 0,27 – 0,88) по сравнению с курильщиками химико-металлургического производства. Одним из возможных объяснений разнонаправленных результатов может быть различие в профессионально-производственных факторах на этих производствах.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: РАК ПРЕДСТАТЕЛЬНОЙ ЖЕЛЕЗЫ, КУРЕНИЕ, ЗАБОЛЕВАЕМОСТЬ, СТАНДАРТИЗОВАННОЕ ОТНОШЕНИЕ, РИСК, ПАРАДОКС КУРИЛЬЩИКА

Курение является основным фактором риска развития злокачественных новообразований (ЗНО) [1]. Более того, наибольший вклад в количество преждевременных смертей вносят случаи, обусловленные курением [2]. В то же время для рака предстательной железы (РПЖ), являющегося одним из самых распространенных ЗНО у мужчин в мире, не установлено однозначной зависимости от курения, и столь гетерогенные результаты научных работ стимулируют проведение новых исследований данного вопроса [3, 4]. Хотя предстательная

железа (ПЖ) и не контактирует напрямую с табачным дымом и находится на значительном удалении от органов грудной полости, однако в табаке обнаружено 3095 химических компонентов, из них 28 канцерогенов включают летучие N-нитрозамины, летучие альдегиды, следы полиароматических углеводородов, таких как бензопирены, некоторые лактоны, уретан, металлы, полоний-210 и уран-235 и -238, которые с током крови распространяются по всему организму и оказывают системное воздействие [5]. Связь курения с РПЖ также

может иметь гормональную основу – рост, развитие и функционирование ПЖ в основном регулируется посредством половых гормонов. Никотин, являясь основным алкалоидом, присутствующим в табаке, активно влияет на гуморальную регуляцию, в том числе на уровни половых гормонов. Такое влияние наблюдается как у курящих женщин [6, 7], так и у курящих мужчин [8]. Влияние никотина на уровни половых гормонов и репродуктивную систему прослеживается не только в исследованиях людей, но и в эксперименте на животных и моделях клеточных линий [9, 10].

Регистр работников ПО "Маяк" создан и поддерживается главным образом для исследования последствий влияния на здоровье профессионального ионизирующего излучения. Однако в регистре собраны также данные о нерадикационных факторах, включая курение, которые потенциально могут оказывать влияние на показатели заболеваемости и смертности от различных болезней.

Целью настоящей работы является исследование показателей заболеваемости РПЖ у работников ПО "Маяк" в зависимости от статуса курильщика.

МАТЕРИАЛ

База данных "Медико-дозиметрический регистр персонала ФГУП "Производственное объединение "Маяк" (краткое наименование: Регистр персонала ПО "Маяк") (Свидетельство о государственной регистрации базы данных № 2020620210 от 05.02.2020 г.), созданный и поддерживаемый в ФГУП ЮУрИБФ, содержит данные о профессиональном маршруте, радиационных нагрузках, жизненном статусе, причинах смерти и заболеваниях ЗНО работников основного производства (типы производства: реакторы, радиохимическое и химико-металлургическое (плутониевое) производства, а также ремонтно-механический цех и завод водоподготовки ПО "Маяк" за весь период работы предприятия) [11].

В настоящем исследовании на основе данных Регистра сформирована когорта мужчин основных производств 1948–1982 гг. Данные этой когорты были использованы в предыдущих статьях по РПЖ [12, 13], там же

представлены причины ограничений периода наблюдения, характеристика данных о профессиональной занятости, в том числе о радиационном воздействии.

Исследуемая когорта состояла из 16685 мужчин. Период наблюдения за работником начинался в момент его найма на ПО "Маяк" и заканчивался при наступлении одного из следующих событий:

- выбытие из-под наблюдения (выезд из города или смерть);
- установление диагноза первого злокачественного новообразования (ЗНО);
- окончание наблюдения (31.12.2013).

В исследуемой когорте у 2298 работников выявлено 2435 ЗНО при проживании в городе (табл. 1). Из них в 183 случаях диагностирован рак предстательной железы.

В исследование включены только первые диагностированные случаи ЗНО работников. Таким образом, в анализ не вошли 17 случаев рака предстательной железы, диагностированных после другого ЗНО. В то же время у одного работника были одновременно выявлены рак поджелудочной железы и предстательной железы. Этот случай включён в анализ. Таким образом, в исследование включено 167 случаев рака предстательной железы. Морфологическое подтверждение диагноза РПЖ имеется на 152 случая (91,6 %), в 14 случаях (8,4 %) диагноз подтверждён на основании совокупности диагностических критериев, характерных для РПЖ [14].

Таблица 1

Количество ЗНО в исследуемой когорте (период наблюдения до 31.12.2013 года)

	Тип производства			Все производства
	Реакторы	Р/х	Пл.	
Количество ЗНО	594	1062	779	2435
в т.ч. солидных ЗНО ¹	530	932	712	2174
в т.ч. РПЖ	51	74	58	183
РПЖ первая локализация ЗНО	46	67	54	167

Примечание. ¹ без учёта немеланомных раков кожи.

Данные о статусе курильщика были получены из медицинской документации. При входном медицинском осмотре поступающих на работу проводился опрос о вредных привычках, в том числе о курении. Данные заносятся на первый лист медицинской книжки. В процессе работы на производстве при обращении работника к цеховому врачу периодически информация подтверждалась и обновлялась.

В результате из 16685 мужчин для 90 % лиц имеется информация о статусе курильщика: 11207 чел. когда-либо курили и 3855 чел. не курили никогда (табл. 2).

В работе использованы следующие статистические показатели [15]:

- грубый показатель заболеваемости;
- возрастной показатель заболеваемости;
- стандартизованное отношение;
- стандартизованный показатель заболеваемости;
- относительный риск.

Для сравнения показателей заболеваемости курильщиков, никогда не куривших работников и лиц с неизвестным статусом курения с данными национальной статистики использовали стандартизованный по возрасту показатель заболеваемости. Этот показатель рассчитывается на основе стандартизованного отношения (COP), которое представляет собой стандартизованное по возрасту отношение фактических случаев к ожидаемым. Расчёт ожидаемого количества случаев производился на основе возрастных показателей общенациональной российской статистики для взрослого населения (возраст 20 и более лет) за 1993–2013 гг. [16]. COP и стандартизованные показатели рассчитывались как для всего периода

наблюдения, так и для отдельных календарных периодов (1948–1992, 1993–2002, 2003–2013) с использованием соответствующих данных национальной статистики. Поскольку за период с 1948 по 1992 гг. мы не имеем данных о показателях заболеваемости РПЖ в РФ, то для этого периода за стандарт приняты показатели заболеваемости РПЖ РФ 1993 года.

Внутрикогортное сравнение проводилось по показателям заболеваемости курильщиков и никогда не куривших работников с помощью расчёта COP не куривших относительно курильщиков.

Статистический анализ результатов проводили с использованием табличного редактора "Microsoft Excel".

Кроме точечных оценок COP рассчитывался 95% доверительный интервал (ДИ) для оценки статистической значимости [17]. Относительный риск оценивался на основе многофакторного моделирования показателя заболеваемости РПЖ. Расчёты проведены в программном продукте EpiSure модуль Amfit [18].

РЕЗУЛЬТАТЫ

Из 167 лиц с диагнозом РПЖ известный статус курильщика имеют 93 % мужчин, в том числе 107 курильщиков и 48 никогда не куривших лиц.

Во всей когорте из 16685 работников за весь период наблюдения с 1948 по 2013 гг. грубый показатель заболеваемости РПЖ составил $40,1 \pm 3,1$ случаев на 10^5 человеко-лет наблюдения. Среди курильщиков этот показатель был ниже ($38,2 \pm 3,7$ сл. на 10^5 чел.-лет), в то время как среди не куривших работников выше

Таблица 2

Количество работников исследуемой когорты в зависимости от типа производства и статуса курильщика

Производство	Курильщики	Не курившие	Статус неизвестен	Всего
Реакторы	2860 – 68,2 %	926 – 22,1 %	407 – 9,7 %	4193 – 100 %
Радиохимическое производство	4644 – 67,8 %	1607 – 23,4 %	604 – 8,8 %	6855 – 100 %
Химико-металлургическое производство	3703 – 65,7 %	1322 – 23,5 %	612 – 10,9 %	5637 – 100 %
Все производства	11207 – 67,2 %	3855 – 23,1 %	1623 – 9,7 %	16685 – 100 %

(46,5±6,7 сл. на 10⁵ чел.-лет). Сравнение грубых показателей курильщиков и не куривших лиц указывает на статистически незначимые отличия ($p>0,5$). Стоит отметить, что заболеваемость среди лиц, для которых отсутствовала информация о курении, была ниже во все периоды наблюдения, чем для лиц с известным статусом курильщика.

Сравнение данных о заболеваемости РПЖ в исследуемой когорте с данными национальной статистики

При сравнении данных о заболеваемости РПЖ в исследуемой когорте с данными национальной статистики получено статистически значимое превышение стандартизованного по возрасту показателя для курильщиков и не куривших лиц. Стандартизованное отношение фактического количества случаев РПЖ к ожидаемому находилось в диапазоне от 1,50 (95% ДИ: 1,23–1,81) для курильщиков до 1,78 (95% ДИ: 0,92–3,11) для лиц с неизвестным статусом (табл. 3).

Статистически значимое превышение стандартизованного по возрасту показателя заболеваемости (стандартизованное отношение статистически значимо выше 1) за весь период наблюдения для субкогорт курильщиков и не куривших лиц было получено для не куривших лиц реакторного (COP: 2,47; 95% ДИ: 1,46–3,91), а также для курильщиков радиохимического (COP: 1,43; 95% ДИ: 1,04–1,93) и химико-металлургического производства (COP: 1,82; 95% ДИ: 1,30–2,48).

Расчёт стандартизованного отношения для различных типов производств и периодов наблюдения показал, что избыточные случаи заболевания РПЖ для всей когорты за весь период наблюдения обусловлены повышенной заболеваемостью с 1948 по 1992 гг. как среди курильщиков радиохимического производства (COP: 3,08; 95% ДИ: 1,76–4,99), так и среди некурящих лиц (COP: 3,55; 95% ДИ: 1,14–8,27); с 1992 по 2002 гг. среди курильщиков реакторного производства (COP: 2,84; 95% ДИ: 1,41–5,08); с 2003 по 2013 гг. среди некурильщиков реакторного производства (COP: 2,94; 95% ДИ:

Таблица 3

Стандартизованное по возрасту отношение фактического количества случаев к ожидаемому в исследуемой когорте (стандарт: по возрастные показатели заболеваемости населения РФ)

Периоды наблюдения	Статус курильщика	Тип производства			
		Реакторы	Радиохимическое производство	Химико-металлургическое производство	Вся когорта
1948–1992	Курильщики	0,85 (0,17–2,47)	3,08 (1,76–4,99)	1,55 (0,57–3,37)	1,98 (1,28–2,92)
	Некурящие	2,06 (0,23–7,45)	3,55 (1,14–8,27)	0,85 (0,01–4,74)	2,25 (0,97–4,44)
	Статус неизвестен	0	0	0	0
1993–2002	Курильщики	2,84 (1,41–5,08)	1,14 (0,46–2,35)	1,90 (0,82–3,74)	1,83 (1,19–2,68)
	Некурящие	2,67 (0,72–6,83)	1,23 (0,25–3,60)	1,16 (0,13–4,19)	1,59 (0,73–3,02)
	Статус неизвестен	0	0	2,66 (0,03–14,82)	0,91 (0,01–5,06)
2003–2013	Курильщики	1,16 (0,56–2,14)	1,44 (0,88–2,23)	2,42 (1,58–3,55)	1,69 (1,27–2,19)
	Некурящие	2,94 (1,52–5,13)	1,43 (0,74–2,50)	1,13 (0,45–2,32)	1,66 (1,13–2,35)
	Статус неизвестен	2,81 (0,76–7,19)	2,36 (0,63–6,04)	1,53 (0,31–4,47)	2,17 (1,08–3,87)
Весь период	Курильщики	1,23 (0,79–1,84)	1,43 (1,04–1,93)	1,82 (1,30–2,48)	1,50 (1,23–1,81)
	Некурящие	2,47 (1,46–3,91)	1,57 (0,96–2,42)	1,05 (0,50–1,93)	1,62 (1,20–2,15)
	Статус неизвестен	2,04 (0,55–5,21)	1,71 (0,46–4,38)	1,69 (0,46–4,33)	1,78 (0,92–3,11)

Примечание. В скобках – 95% ДИ.

1,52–5,13) и среди курильщиков химико-металлургического производства (СОР: 2,42; 95% ДИ: 1,58–3,55).

Анализ показателей заболеваемости по 5-летним возрастным интервалам свидетельствует о том, что избыточная по сравнению с национальными данными заболеваемость в период с 1948 по 1992 гг. среди курильщиков радиохимического производства обусловлена более высокими показателями для всех возрастов, начиная с 40 лет (за исключением возрастного интервала 55–59 лет, в котором не было диагностировано ни одного случая РПЖ), среди некурящих лиц радиохимического производства для возрастов 50–64 и 70–74 года; в период с 1992 по 2002 среди курильщиков реакторного производства для всех возрастов, начиная с 60 лет; в период с 2003 по 2013 гг. среди некурильщиков реакторного производства для возрастов 65 и более лет и курильщиков химико-металлургического производства в возрасте 55 и более лет. Стоит отметить, что статистически значимые превышения отмечены только для последнего календарного периода (2003–2013) для курильщиков химико-металлургического производства в возрасте 65–69 и 75 и более лет и для некурящих работников реакторного производства в возрастном интервале 75 и более лет.

Сравнение данных внутри исследуемой когорты

Анализ значений стандартизованного по возрасту отношения фактического количества

случаев к ожидаемому для некурильщиков при использовании внутреннего стандарта, а именно данных о курильщиках, показал, что в целом за весь период наблюдения у всей когорты заболеваемость РПЖ не отличается для курильщиков и некурящих лиц (СОР: 1,06; 95% ДИ: 0,78–1,41) (табл. 4).

Статистически значимых отличий заболеваемости РПЖ для всей когорты среди курильщиков и некурящих не выявлено. Однако в период с 1992 по 2002 гг. заболеваемость среди некурящих составила лишь 62 % от куривших (95% ДИ: 31–130 %), в 2003–2013 гг. – 130 % (95% ДИ: 90–187 %). При анализе заболеваемости РПЖ в зависимости от типа производства получено, что на реакторах за весь период наблюдения статистически значимо заболеваемость была выше среди некурящих относительно курильщиков (СОР: 1,96; 95% ДИ: 1,16–3,1) и определялась в основном показателями в период с 2003 по 2013 гг. (СОР: 2,75; 95% ДИ: 1,42–4,8) (табл. 4). На радиохимическом и химико-металлургическом производствах статистически значимых отличий обнаружено не было.

Аналогичные результаты получены при многофакторном моделировании показателя заболеваемости РПЖ с учётом достигнутого возраста, года рождения, периода заболевания, статуса курильщика и накопленной дозы профессионального внешнего γ -облучения (табл. 5) (подробное описание модели представлено в работе [13]).

Из табл. 5 следует, что у некурящих на

Таблица 4

Стандартизованное по возрасту отношение фактического количества случаев к ожидаемому среди некурильщиков исследуемой когорты (стандарт: по возрасту показатели заболеваемости среди курильщиков исследуемой когорты)

Периоды наблюдения	Тип производства			
	Реакторы	Радиохимическое производство	Химико-металлургическое производство	Вся когорта
1948–1992	1,04 (0,12–3,76)	1,36 (0,44–3,17)	0,30 (0,00–1,65)	0,92 (0,40–1,82)
1993–2002	1,39 (0,37–3,55)	0,55 (0,11–1,62)	0,43 (0,05–1,54)	0,69 (0,31–1,30)
2003–2013	2,75 (1,42–4,80)	1,29 (0,67–2,25)	0,69 (0,28–1,42)	1,32 (0,90–1,87)
Весь период	1,96 (1,16; 3,10)	1,09 (0,66–1,68)	0,55 (0,26–1,01)	1,06 (0,78–1,41)

Примечание. В скобках – 95% ДИ.

Таблица 5

Риск заболеваемости РПЖ среди не курильщиков относительно курильщиков работников ПО "Маяк"

	Тип производства			
	Реакторы	Радиохимическое производство	Химико-металлургическое производство	Вся когорта
Относительный риск	1,83 (1,01–3,06)	0,96 (0,61–1,50)	0,51 (0,27–0,88)	0,96 (0,72–1,28)

Примечание. В скобках – 90% ДИ.

реакторном производстве относительный риск заболеваемости РПЖ статистически значимо выше (СОР: 1,83; 90% ДИ: 1,01–3,06), чем у курящих работников реакторного производства. В то же время получен статистически значимо более низкий риск заболеваемости РПЖ у некурящих работников (СОР: 0,51; 90% ДИ: 0,27–0,88) по сравнению с курильщиками химико-металлургического производства.

ОБСУЖДЕНИЕ

В настоящей работе в ретроспективном исследовании были проанализированы показатели заболеваемости РПЖ в когорте работников ПО "Маяк". Были получены более высокие точечные оценки показателя по сравнению с данными национальной статистики как во всей когорте, так и на отдельных типах производств. Аналогичные результаты, в том числе в зависимости от периода наблюдения, представлены в предыдущем нашем исследовании [12]. В период 1948–1992 гг. СОР без учёта курения составил 2,9 (95% ДИ: 1,8–4,5) у работников радиохимического производства, в период 1992 по 2002 гг. – 2,6 (95% ДИ: 1,5–4,4) у работников реакторного производства, с 2003 по 2013 гг. – 1,7 (95% ДИ: 1,4–2,1) для всей когорты ПО "Маяк", что согласуется с данными настоящей работы (табл. 3).

Отсутствие отличий стандартизованных по возрасту показателей заболеваемости между курильщиками и некурящими работниками всей когорты показано при расчёте стандартизованного по возрасту отношения при использовании в качестве стандарта данных РФ, при внутрикогортном сравнении стандарти-

зованных по возрасту показателей заболеваемости курильщиков и некурящих лиц, а также при оценке относительного риска курения с использованием многофакторного моделирования показателя. Стоит отметить, что внутрикогортное сравнение, несмотря на меньший объём использованных в качестве стандарта данных о курильщиках по сравнению с данными популяции РФ, позволяет нивелировать влияние разнообразных факторов, связанных с неоднородностью населения РФ, качеством медицинского обслуживания и социального обеспечения. Очевидно, что в когорте работников ПО "Маяк", проживающих в одном городе, работающих на одном предприятии, обслуживающихся в одном медицинском учреждении эти факторы более синхронизированы, чем в такой большой стране как Россия.

При изучении влияния курения на заболеваемость работников различных производств выявлено, что на реакторном производстве в целом за весь период наблюдения заболеваемость РПЖ среди некурящих статистически значимо выше, чем среди курящих (СОР: 1,96; 95% ДИ: 1,16–3,1), что можно интерпретировать как парадокс курильщика. Под "парадоксом" понимают получаемые в исследованиях данные, которые противоречат общепринятым [19]. С другой стороны, получен статистически значимо более низкий риск заболеваемости РПЖ у некурящих работников (СОР: 0,51; 90% ДИ: 0,27–0,88) по сравнению с курильщиками химико-металлургического производства. Одним из возможных объяснений разнонаправленных результатов может быть различие в профессионально-производственных факторах на этих производствах. На реакторном произ-

водстве сотрудники подвергались внешнему γ -облучению, нейтронному облучению, внутреннее облучение в основном обусловлено инкорпорацией трития [13, 20]. Работники химико-металлургического производства подвергались в основном внутреннему α -облучению инкорпорированным плутонием.

Известно, что никотин опосредованно действует через чревные нервы на мозговое вещество надпочечника, стимулирует выброс эпинефрина и норэпинефрина, то есть проявляет адреномиметическую активность [19]. В настоящее время к наиболее эффективным радиопротекторам экстренного действия относится препарат Б-190, входящий в состав Аптечки АП (специализированная индивидуальная аптечка для персонала предприятий атомной промышленности); Б-190 является мощным адреномиметиком [21]. То есть никотин может являться радиопротектором, уменьшая негативное воздействие внешнего γ -излучения, а также способствовать скорейшему выведению инкорпорированного трития из организма.

Парадокс курильщика в большей степени описан для заболеваний сердечно-сосудистой системы [19]. В исследовании заболеваемости артериальной гипертензии у работников когорты ПО "Маяк" был также описан парадокс курильщика, повышение риска артериальной гипертензии у некурящих мужчин [22].

Полученное достоверное снижение риска заболеваемости РПЖ практически в 2 раза у некурящих работников химико-металлургического производства (СОР: 0,51; 90% ДИ: 0,27–0,88) соответствует литературным данным, так как курение достоверно увеличивает заболеваемость РПЖ именно у очень активных курильщиков с большим индексом курения и большим стажем курения, причем высок риск заболеть именно очень агрессивными формами РПЖ с метастазированием. Эта взаимосвязь прослеживается не только в результате эпидемиологических исследованиях когорт людей, но и в эксперименте на животных и моделях клеточных линий [3,4,9,10].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные данные позволяют сделать вывод, что в когорте ПО "Маяк" статус курения

не влияет на увеличение заболеваемости РПЖ во всей когорте в целом. Однако при учёте типа производства на реакторном производстве в целом за весь период наблюдения заболеваемость РПЖ среди некурящих статистически значимо выше, чем у курящих (СОР: 1,96; 95% ДИ: 1,16–3,10), что можно интерпретировать как парадокс курильщика, и низкий риск заболеваемости РПЖ у некурящих работников химико-металлургического производства (ОР: 0,51; 90% ДИ: 0,27–0,88) по сравнению с курильщиками того же производства, что соответствует литературным данным, так как курение достоверно увеличивает заболеваемость РПЖ именно у очень активных курильщиков с большим индексом курения и большим стажем курения. Разнонаправленность полученных результатов, возможно, связана с различием в действующих профессионально-производственных факторах на этих производствах. На реакторном производстве сотрудники подвергались в основном внешнему γ -излучению и нейтронному излучению, внутреннее облучение в основном обусловлено инкорпорацией трития. Работники химико-металлургического производства подвергались в основном внутреннему α -облучению инкорпорированным плутонием.

Дальнейшие исследования риска РПЖ у персонала радиационно опасного производства будут направлены на максимально возможный учёт всех профессиональных производственных факторов, действующих на разных типах производств.

ЛИТЕРАТУРА

1. Gandini S., Botteri E., Iodice S. et al. Tobacco Smoking and Cancer: a Meta-Analysis // *Int. J. Cancer*. – 2008. – V. 122. – No. 1. – P. 155–164. – doi: 10.1002/ijc.23033. PMID: 17893872
2. Sasco A.J., Secretan M.B., Straif K. Tobacco Smoking and Cancer: a Brief Review of Recent Epidemiological Evidence // *Lung Cancer*. – 2004. – V. 45, suppl. 2. – P. 3–9. – doi: 10.1016/j.lungcan.2004.07.998. PMID: 15552776
3. Huncharek M., Haddock K.S., Reid R., Kupelnick B. Smoking as a Risk Factor for Prostate Cancer: a Meta-Analysis of 24 Prospective Cohort Studies // *Am. J. Public Health*. – 2010. – V. 100. – No. 4.

- P. 693–701. – doi: 10.2105/AJPH.2008.150508. Epub 2009 Jul 16. PMID: 19608952; PMCID: PMC2836346
4. Islami F., Moreira D.M., Boffetta P., Freedland S.J. A Systematic Review and Meta-Analysis of Tobacco Use and Prostate Cancer Mortality and Incidence in Prospective Cohort Studies // *Eur. Urol.* – 2014. – V. 66. – No. 6. – P. 1054–1064. – doi: 10.1016/j.eururo.2014.08.059. Epub 2014 Sep 18. PMID: 25242554; PMCID: PMC4566150.
5. IARC Working Group on the Evaluation of Carcinogenic Risks to Humans. Smokeless Tobacco and Some Tobacco-specific N-Nitrosamines. No. 89 // International Agency for Research on Cancer. – Lyon, France, 2007. – 641 p.
6. Soldin O.P., Makambi K.H., Soldin S.J., O'Mara D.M. Steroid Hormone Levels Associated with Passive and Active Smoking // *Steroids.* – 2011. – V. 76. – No. 7. – P. 653–659. – doi: 10.1016/j.steroids.2011.02.042. Epub 2011 Mar 17. PMID: 21396948; PMCID: PMC3635532
7. Marom-Haham Lilach, Shulman Adrian. Cigarette Smoking and Hormones // *Current Opinion in Obstetrics and Gynecology.* – August 2016. – V. 28, issue 4. – P. 230–235. – doi: 10.1097/GCO.0000000000000283
8. Meikle A.W., Bishop D.T., Stringham J.D. et al. Relationship between Body Mass Index, Cigarette Smoking, and Plasma Sex Steroids in Normal Male Twins // *Genet. Epidemiol.* – 1989. – V. 6. – No. 3. – P. 399–412. – doi: 10.1002/gepi.1370060303. PMID: 2753350
9. Prueitt R.L., Wallace T.A., Glynn S.A. et al. An Immune-Inflammation Gene Expression Signature in Prostate Tumors of Smokers // *Cancer Res.* – 2016. – V. 76. – No. 5. – P. 1055–1065. – doi: 10.1158/0008-5472.CAN-14-3630. Epub 2015 DEC 30. PMID: 26719530; PMCID: PMC4775384
10. Ali B.H., Al-Salam S., Balushi K.A.A. et al. Ameliorative Effect of Gum Acacia on Hookah Smoke-Induced Testicular Impairment in Mice // *Biomolecules.* – 2020. – V. 10. – No. 5. – P. 762. – doi: 10.3390/biom10050762. PMID: 32414135; PMCID: PMC7277429.
11. Koshurnikova N.A., Shilnikova N.S., Okatenko P.V. et al. Characteristics of the Cohort of Workers at the Mayak Nuclear Complex // *Radiat. Res.* – 1999. – V. 152. – No. 4. – P. 352–363.
12. Финашов Л.В., Кузнецова И.С., Сокольников М.Э. Заболеваемость раком предстательной железы при пролонгированном профессиональном облучении работников Производственного объединения "Маяк" // *Радиация и риск (Бюллетень Национального радиационно-эпидемиологического регистра).* – 2019. – Т. 28. – № 4. – С. 54–64.
13. Финашов Л.В., Кузнецова И.С., Сокольников М.Э., Скуковский С.Г. Оценка радиогенного риска заболеваемости раком предстательной железы от внешнего γ -излучения в когорте работников ПО "Маяк", подвергшихся профессиональному пролонгированному облучению // *Вопросы радиац. безопасности.* – 2020. – Т. 98. – № 2. – С. 37–48.
14. Финашов Л.В., Азизова Т.В., Архипов Н.И. Рак предстательной железы в когорте мужчин, подвергшихся профессиональному облучению // *Биология – наука XXI века: сборник тезисов. 17-я Международная Пушкинская школа-конференция молодых ученых (Пушино, 21–26 апреля 2013 г.).* – Пушино, 2013. – С. 460–461. [Электронный ресурс]. URL: https://www.researchgate.net/publication/319876687_The_17th_INTERNATIONAL_PUSHCHINO_SCHOOL_CONFERENCE_OF_YOUNG_SCIENTISTS_BIOLOGY_-_THE_SCIENCE_OF_THE_XXI_CENTURY_17-a_Mezhdunarodnaa_Pusinskaa_skolakonferencia_molodyh_ucenyh_BIOLOGIA_-_NAUKA_XXI_VEKA (дата обращения 25.09.2020)
15. Мерков А.М., Поляков Л.Е. Санитарная статистика. – М.: Медицина, 1974. – 384 с.
16. Петрова Г.В., Каприн А.Д., Грецова О.П., Старинский В.В. Злокачественные новообразования в России: обзор статистической информации за 1993–2013 гг. / Под общ. ред. чл.-корр. РАН, проф. А.Д. Каприна, проф. В.В. Старинского. – М.: МНИОИ им. П.А. Герцена – филиал ФГБУ "НМИРЦ" Минздрава России, 2015. – 511 с.
17. Breslow N., Day N. Statistical Methods in Cancer Research. Volume II. The Design and Analysis of Cohort Studies. IARC Scientific publication 82. – Lyon: IARC, 1987. – 406 p.
18. Preston D.L., Lubin J.H., Pierce D.A., McConney M.E. Epicure, release 2.10. – HiroSoft: Seattle, WA, USA, 1998.
19. Самородская И.В., Баздырев Е.Д., Барбараш О.Л. "Парадокс" факторов риска развития

сердечно-сосудистых заболеваний. Фокус на курение // Комплексные проблемы сердечно-сосудистых заболеваний. – 2019. – Т. 8. – № 1. – С. 90–99. – doi: 10.17802/2306-1278-2019-8-1-90-99

20. Востротин В.В., Янов А.Ю., Финашов Л.В. Тритий в моче профессиональных работников ПО "Маяк" в период с 2017 по 2019 годы // Радиационная гигиена. – 2021. – Т. 14. – № 1. – С. 102–110. – doi: 10.21514/1998-426X-2021-14-1-102-110

21. Алдошин А.И., Аладова Е.Е., Василенко

Е.К. и др. Современное состояние дел в области исследований и мероприятий для развития и организации реагирования на радиационные аварии и инциденты в системе ФМБА России // Вопросы радиац. безопасности. – 2018. – № 3. – С. 39–49.

22. Кузнецова К.В., Азизова Т.В., Банникова М.В. Артериальная гипертензия в когорте работников атомной промышленности // Радиация и риск. – 2018. – Т. 27. – № 2. – С. 86–96. – doi: 10.21870/0131-3878-2018-27-2-86-96

УДК 613.6+53.04+311

© 2021

ЗАБОЛЕВАЕМОСТЬ СОЛИДНЫМИ РАКАМИ (БЕЗ УЧЁТА РАКОВ ЛЁГКОГО, ПЕЧЕНИ И СКЕЛЕТА) В КОГОРТЕ РАБОТНИКОВ ПО "МАЯК", 1948–2017 гг.

***М.Э. Сокольников, Н.А. Кошурникова, А.М. Юркин, И.А. Мартиненко,
Е.В. Денисова, Ю.В. Царёва, А.В. Ефимов, П.В. Окатенко, Н.Р. Кабирова
Россия, г. Озёрск, ФГУП Южно-Уральский институт биофизики ФМБА России***

В регистре работников основных (реакторное, радиохимическое, плутониевое) и вспомогательных (ремонтно-механическое и водоподготовка) производств ПО "Маяк", нанятых на работу в период 1948–1982 гг. проанализирована заболеваемость солидными злокачественными новообразованиями, исключая ЗНО, связанные с действием α -излучения инкорпорированного плутония (лёгких, печени и скелета). Показано, что заболеваемость данными опухолями линейно зависит от дозы внешнего γ -излучения, коэффициент ИОР/Гр составил 0,13 (95% ДИ 0,06–0,22). Доля злокачественных новообразований, обусловленных действием γ -излучения, составила 5 %. Наиболее значимое увеличение риска выявлено через 20 и более лет после действия излучения и при действии излучения в возрасте 25–29 лет. α -излучение инкорпорированного плутония не вносило значимого вклада в избыточный канцерогенный риск. Из числа исследованных злокачественных новообразований наиболее выраженная зависимость риска от дозы излучения имела место для аденокарцином (ИОР/Гр 0,15, 95% ДИ 0,04–0,26). При анализе риска по отдельным локализациям достоверные показатели получены для ЗНО пищевода (ИОР/Гр 1,8; 95% ДИ 0,55–4,79) и желудка (ИОР/Гр 0,29; 95% ДИ 0,09–0,54).

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: ИЗБЫТОЧНЫЙ ОТНОСИТЕЛЬНЫЙ РИСК, КАНЦЕРОГЕННЫЙ РИСК, ФАКТОРЫ РИСКА, ИОНИЗИРУЮЩЕЕ ИЗЛУЧЕНИЕ, МЕДИКО-ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ РЕГИСТР, ПЕРСОНАЛ ПО "МАЯК", ЗАБОЛЕВАЕМОСТЬ, ЗЛОКАЧЕСТВЕННЫЕ НОВООБРАЗОВАНИЯ

Производственное объединение "Маяк" являлось первым в СССР и в России предприятием, перед которым Правительством СССР сразу после окончания Второй мировой войны в 1945 году была поставлена задача промышленного производства одного из основных компонентов ядерного оружия – плутония. Предприятие включало реакторный комплекс для наработки облучённого нейтронами уранового топлива, радиохимический завод для извлечения из облучённого уранового топлива продуктов его деления, в первую очередь плутония, завод по производству плутония – для извлечения из раствора солей плутония чистого металла и придания ему необходимых характеристик для использования в качестве ядерного взрывчатого вещества.

Условия, поставленные Правительством, требовали скорейшего освоения технологии

массового промышленного производства делящихся материалов, необходимых для обеспечения обороны страны. В то же время представления о потенциальном вреде, связанном с действием ионизирующего излучения, в тот период времени (1948–1953 гг.) основывались на весьма скудных данных, не дававших полного представления о возможных эффектах. Неслучайно пределы годовых доз облучения, установленные в соответствии с рекомендациями МКРЗ, составляли в 1948 г. 300 мЗв/год, в 1953 г. – 150 мЗв/год и т.д.

Основные нерешённые вопросы, относящиеся к радиационной защите сегодня, касаются радиационных эффектов при малых дозах и малых мощностях доз [1, 2]. Когорта работников ПО "Маяк" остаётся на данный момент одной из немногих, где регистрируются достоверные эффекты пролонгированного

радиационного воздействия у персонала радиационно-опасного производства. В настоящей работе мы провели анализ радиогенного риска по показателям онкологической заболеваемости солидными раками в зависимости от дозы внешнего γ -излучения.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДЫ

Определение когорты

Когорта персонала ПО "Маяк" включает всех без исключения лиц, вошедших в штат реакторного, радиохимического, плутониевого, ремонтно-механического заводов и завода водоподготовки в период 1948–1982 гг. Методы составления регистра, источники информации о списочном составе работников и их профессиональном маршруте изложены в [3, 4]. Датой начала эпидемиологического наблюдения за лицом, включённым в когорту, является дата

первого включения в штат предприятия. Датой окончания наблюдения является наиболее раннее из событий: дата установления диагноза злокачественного новообразования, дата смерти, дата миграции (выезда с территории ЗАТО г. Озёрск) или 31.12.2017. В соответствии с критериями включения число лиц в когорте составило 25755 чел. Для настоящего исследования из этого числа были исключены два человека, у которых дата заболевания злокачественным новообразованием оказалась раньше, чем дата начала работы на ПО "Маяк".

Распределение лиц, соответствующих критериям включения в когорту, по полу, периоду начала работы и подразделениям представлено в табл. 1. Поскольку работники в течение карьеры могли перемещаться между различными подразделениями, таких лиц включали в регистр только один раз и относили их к тому подразделению, где наибольшей являлась потенциальная вероятность получения наиболее высоких

Таблица 1

Состав когорты работников ПО "Маяк"

Показатели	Число лиц	%	Число человеко-лет наблюдения	%	Число мигрантов	%
Пол						
Муж	19394	75,3	490844	71,0	8397	79,2
Жен	6361	24,7	200953	29,0	2205	20,8
Всего	25755	100,0	691797	100,0	10602	100,0
Производство						
Вспомогательное	3382	13,1	88850	12,8	1300	12,3
Реакторное	5416	21,0	145081	21,0	2250	21,2
Радиохимическое	9194	35,7	247257	35,7	3923	37,0
Плутониевое (вспомогательные подразделения)	3505	13,6	92590	13,4	1428	13,5
Плутониевое (основные подразделения 2)	1994	7,7	60956	8,8	623	5,9
Плутониевое (основные подразделения 1)	2264	8,8	57062	8,2	1078	10,2
Период первого найма на ПО "Маяк"						
1948–1953	9213	35,8	218813	31,6	5123	48,3
1954–1958	4221	16,4	108171	15,6	2076	19,6
1959–1963	4377	17,0	111940	16,2	1993	18,8
1964–1972	3674	14,3	117952	17,1	870	8,2
1973–1982	4270	16,6	134921	19,5	540	5,1

уровней воздействия плутония. Подразделения были проранжированы по этому признаку, как указано в табл. 1: завод по производству плутония, основные подразделения 1; завод по производству плутония, основные подразделения 2; вспомогательные подразделения завода по производству плутония; радиохимический завод; реакторные заводы; вспомогательные заводы (ремонтно-механический и завод водоподготовки). Основные подразделения завода по производству плутония 1 и 2 отличаются главным образом типом соединений плутония (с низкой и промежуточной транспортабельностью при резорбции из лёгкого), с которыми могли контактировать работники.

Источником информации о заболеваемости злокачественными новообразованиями

является созданный в лаборатории эпидемиологии ЮУрИБФ канцер-регистр населения ЗАТО г. Озёрск [5]. Распределение случаев ЗНО в зависимости от пола, характера производства и года найма представлено в табл. 2. В соответствии с практикой анализа онкологической заболеваемости [6] для членов когорты, имеющих более одной опухоли, в анализ брали только первый случай. Кроме того, из анализа были исключены базальноклеточные раки кожи, поскольку диагностируются они, как правило, по обращаемости и снимаются с учёта через 5 лет. Учтены случаи ЗНО, диагностированные у членов исследуемой когорты в период их проживания в ЗАТО г. Озёрск в 1948–2017 гг. Диагнозы всех ЗНО закодированы в соответствии с МКБ-10 и МКБ-О (третьего пересмотра).

Таблица 2

Распределение установленных диагнозов ЗНО в зависимости от пола, места работы и периода первого найма на работу

Показатели	Число диагнозов ЗНО	Число солидных раков	Число солидных раков за исключением ООДП	Число раков лёгкого	Число раков печени	Число ЗНО скелета	Число лейкоз	Число лимфом	Число лиц с диагнозом "неизвестное ЗНО"
Пол									
Муж	2502	2353	1693	587	42	31	72	77	30
Жен	918	868	765	65	21	17	28	22	13
Место работы, производство									
Вспомогательное	380	357	280	69	2	6	11	12	7
Реакторное	690	648	495	130	13	10	19	23	6
Радиохимическое	1301	1217	951	229	21	16	43	41	13
Плутониевое (вспомогательные подразделения)	367	341	278	54	3	6	12	14	6
Плутониевое (основные подразделения 2)	314	302	225	67	8	2	4	8	6
Плутониевое (основные подразделения 1)	368	356	229	103	16	8	11	1	5
Период первого найма на работу									
1948–1953	1368	1287	922	302	40	23	49	32	12
1954–1958	585	552	410	124	10	8	17	16	8
1959–1963	591	558	432	112	6	8	21	12	12
1964–1972	440	417	346	63	3	5	9	14	6
1973–1982	436	407	348	51	4	4	4	25	5
Всего	3420	3221	2458	652	63	48	100	99	43

Дозиметрическая характеристика когорты

Дозы внешнего γ -излучения регистрировались службой радиационной безопасности предприятия [7–10]. В разное время использовались различные типы дозиметров с разной чувствительностью к областям спектра γ -излучения. Оценки органных доз внешнего γ -излучения получены на основании данных об измерениях доз γ -излучения, чувствительности различных типов дозиметров к областям спектра внешнего γ -излучения, зависимости показаний конкретного типа дозиметра от направления излучения и т.д. Результаты этих исследований изложены в работах [7–12]. Их результатом является дозиметрическая система работников ПО "Маяк" (The Mayak worker

dosimetry system – MWDS), представляющая оценки доз внешнего γ -излучения в органах и тканях тела. Уровни действия ионизирующего излучения, внешнего γ - и внутреннего α -излучения представлены в табл. 2а и 2б.

Дозы α -излучения инкорпорированного плутония, поглощённые в органах, оценены в рамках дозиметрической системы 2019 [13]. Из общего количества 25755 членов эпидемиологической когорты в рамках дозиметрической системы MWDS-2019 индивидуальными обследованиями и оценками годовых доз внутреннего облучения от плутония было обеспечено 8340 рабочих. Исследователи дозиметрического проекта предложили выполнить оценки доз для оставшихся необследованными представителей когорты методом матрицы воз-

Таблица 2а

Число работников, средняя доза внешнего облучения по полу, возрасту, периоду найма и производству

Пол	Период найма									
	1948–1953		1954–1958		1959–1963		1964–1972		1973–1982	
	Кол-во лиц	Средняя доза внешнего облучения	Кол-во лиц	Средняя доза внешнего облучения	Кол-во лиц	Средняя доза внешнего облучения	Кол-во лиц	Средняя доза внешнего облучения	Кол-во лиц	Средняя доза внешнего облучения
Вспомогательные заводы										
Муж	523	265	310	199	440	86	716	78	719	49
Жен	184	147	47	101	113	104	183	56	147	34
Реакторные заводы										
Муж	1768	739	575	416	643	257	481	161	771	90
Жен	676	275	151	110	70	74	78	64	203	42
Радиохимические заводы										
Муж	2333	1326	1682	633	1229	309	683	142	916	72
Жен	1327	938	272	462	233	132	187	91	332	52
Вспомогательные подразделения плутониевого завода										
Муж	666	583	209	247	431	98	468	50	454	27
Жен	531	400	100	145	202	45	184	21	260	26
Производства соединений плутония 2										
Муж	353	384	287	147	414	101	274	78	262	49
Жен	112	333	45	160	71	51	93	47	83	51
Производства соединений плутония 1										
Муж	453	656	457	302	492	148	297	44	88	40
Жен	287	606	86	213	39	111	30	19	35	18

действия на рабочем месте (job-exposure matrix или сокращённо JEM).

В случае плутониевого и радиохимического производства метод JEM подразумевал оценку величины облучения за счёт занятости на различных рабочих местах и профессий. Построение матрицы основывалось на данных об уровнях облучения индивидуально обследованных рабочих, при этом во внимание принимались истории их облучения: периоды времени, наименования рабочих мест и названия профессий. Таким путём формировались группы со сходными условиями облучения. Далее условия облучения распространялись на всех индивидуумов и прежде всего на необследованных работников, но с известной историей облучения. Исходя из данных об условиях облучения для рассматриваемого периода времени, рабочего места и профессии можно

было оценить уровень воздействия, например, поступление плутония, а затем и годовые дозы внутреннего облучения. Такой подход, применяемый для рабочих Селлафилда и некоторых других атомных предприятий, описан в ряде публикаций [14, 15].

Построение JEM для рабочих ПО "Маяк" – это трудоёмкий процесс, поскольку большинство обследуемых рабочих имели существенное число переходов между рабочими местами и должностями в течение карьеры. Для некоторых сходных по условиям облучения групп рабочих отсутствовали данные индивидуальных обследований. Данные о скорости экскреции плутония с мочой не охватывали самые ранние годы работы предприятия, когда уровни поступления были наибольшими. С учётом определённых допущений и упрощений в интерпретации

Таблица 26

Средние дозы внутреннего облучения (MWDS19 и JEM2019)
по полу, возрасту, периоду найма и производству

Пол	Период найма														
	1948–1953			1954–1958			1959–1963			1964–1972			1973–1982		
	К-во чел.	MWDS 19	JEM	К-во чел.	MWDS 19	JEM	К-во чел.	MWDS 19	JEM	К-во чел.	MWDS 19	JEM	К-во чел.	MWDS 19	JEM
Вспомогательные заводы															
Муж	523	103	201	310	–	39	440	–	14	716	6	8	719	4	1
Жен	184	–	65	47	–	59	113	–	33	183	–	11	147	–	2
Реакторные заводы															
Муж	1768	53	92	575	34	50	643	31	10	481	20	6	771	4	1
Жен	676	28	53	151	39	23	70	14	10	78	6	3	203	5	2
Радиохимические заводы															
Муж	2333	340	150	1682	112	53	1229	68	15	683	26	7	916	7	2
Жен	1327	218	105	272	79	70	233	17	11	187	11	9	332	5	1
Вспомогательные подразделения плутониевого завода															
Муж	666	194	96	209	51	33	431	48	17	468	10	4	454	3	0.6
Жен	531	323	103	100	132	55	202	20	24	184	7	6	260	2	1
Производства низкотранспортабельных соединений плутония															
Муж	353	94	48	287	42	23	414	26	16	274	7	6	262	3	0.6
Жен	112	114	45	45	82	28	71	16	14	93	5	6	83	4	1.5
Производства высокотранспортабельных соединений плутония															
Муж	453	824	419	457	191	83	492	86	28	297	18	17	88	4	1.6
Жен	287	1395	396	86	171	207	39	17	29	30	12	13	35	4	2

условий облучения была получена версия набора годовых доз для всех рабочих из эпидемиологической когорты.

Работа по развитию метода JEM для рабочих ПО "Маяк" продолжается, результаты будут опубликованы позже.

Методы эпидемиологического анализа

Нами проанализированы показатели онкологической заболеваемости в зависимости от ряда канцерогенных факторов как радиационной, так и нерадиационной природы. К нерадиационным факторам онкологического риска нами отнесены возраст и табакокурение. Кроме того, мы использовали стандартизацию показателей по полу, так как для большинства злокачественных новообразований показатели заболеваемости и смертности существенно зависят от пола. К радиационным факторам риска мы относили внешнее γ -излучение и α -излучение инкорпорированного плутония.

Для описания показателей заболеваемости в зависимости от уровня действия радиационных и нерадиационных факторов (и для стандартизации показателей по полу) мы использовали модель аддитивного избыточного относительного риска вида:

$$\lambda(a, s, g, D_\gamma, D_\alpha, D_j) = \lambda_0(a, s, g) \cdot (1 + \beta_\gamma(D_\gamma, g, a) + \beta_\alpha(D_\alpha, g, a) + \beta_j(D_j, g, a)), \quad (1)$$

где $\lambda(a, s, g, D_\gamma, D_\alpha, D_j)$ – показатель заболеваемости для злокачественной опухоли (или группы злокачественных опухолей) в зависимости от возраста a , курения s , пола g , дозы γ -излучения D_γ , дозы α -излучения D_α и D_j ;

$\lambda_0(a, s, g)$ – расчётный показатель "фоновой" заболеваемости злокачественными новообразованиями, т.е. не учитывающий вклада факторов риска радиационной природы, в зависимости от возраста a , курения s , пола g ;

$\beta_\gamma(D_\gamma, g, a)$, $\beta_\alpha(D_\alpha, g, a)$, $\beta_j(D_j, g, a)$ – функции, описывающие зависимость показателей избыточного относительного риска β_γ , β_α , β_j от дозы внешнего γ -излучения D_γ , дозы α -излучения инкорпорированного плутония D_α и D_j , пола g и возраста a .

Зависимость избыточного относительного риска β_i от дозы излучения i , пола g и возраста a , описывалась функцией вида:

$$\beta_i(D_i) = (\beta_{l,i} \cdot D_i + \beta_{sq,i} \cdot D_i^2), \quad (2)$$

где β_i – избыточный относительный риск (относительное увеличение онкологической заболеваемости по сравнению с "фоном") при дозе излучения D_i , накопленной к возрасту a группой лиц пола g ;

$\beta_{l,i}$ – коэффициент увеличения избыточного относительного риска на единицу поглощённой дозы излучения i ;

$\beta_{sq,i}$ – коэффициент увеличения избыточного относительного риска на единицу поглощённой дозы в квадрате.

Оценка коэффициентов моделей и их доверительных интервалов проведена с использованием программного комплекса Эпикур [14].

Организация данных для анализа

Подготовленная из регистра выборка представляла собой данные, где на каждого человека была известна дата рождения, даты начала и окончания наблюдения, история радиационного воздействия, профессиональный маршрут, жизненный статус, сведения о диагнозе онкологического заболевания. Эти данные были сведены в многомерную таблицу, каждая ячейка которой содержала число человеко-лет и случаев исследуемого заболевания. Границы ячеек определялись полом, возрастными (достигнутый возраст) интервалами, календарным годом, интервалами накопленных доз радиационного воздействия. Помимо числа человеко-лет и случаев заболевания каждая ячейка содержала средние значения дозы облучения с лагом 5 лет (минимальный латентный период развития для солидных опухолей), возраста, других переменных, использованных в анализе.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Исследуемая когорта состояла из 25755 работников, включённых в штат одного из заводов (водоподготовки, ремонтно-механический, реакторные, радиохимический и плутониевый) в период с 01.01.1948 по 31.12.1982 гг. Из этого числа 25 % составляли женщины.

В период с 01.01.1948 по 31.12.2017 гг. в изучаемой когорте было диагностировано 3420 первичных злокачественных новообразований, за исключением базальноклеточных раков кожи. Распределение установленных диагнозов по полу, месту работы и периоду первого найма на предприятие представлено в табл. 2. В данной работе мы анализировали заболеваемость солидными раками за исключением ЗНО органов основного депонирования плутония (ООДП).

Солідные раки

Фоновая заболеваемость

Фоновая заболеваемость солидными злокачественными новообразованиями (исключая ООДП) зависела главным образом от возраста и пола (рис. 1). Расчётные показатели заболеваемости у женщин в возрасте 20–60 лет были

несколько выше показателей у мужчин, однако в возрасте более 60 лет показатели заболеваемости солидными злокачественными новообразованиями, исключая ООДП у мужчин, превышали показатели у женщин, разница доходила до 2,5-кратной в возрасте 80 лет. Показатели заболеваемости ЗНО данной группы у курильщиков-мужчин были в 1,34 раза выше, чем у некурящих (95% доверительный интервал (ДИ) 1,21–1,50), в то время как у курящих женщин показатель относительного риска составил 1,27 (95% ДИ 0,84–1,84), это увеличение заболеваемости не являлось статистически достоверным.

Следует отметить, что показатели фоновой заболеваемости у лиц, которые проходили биофизическое обследование содержания плутония в организме по уровню естественной экскреции с мочой, были в 1,16 раза (95% ДИ 1,06–1,26) выше, чем у лиц, не проходивших такое обследование.

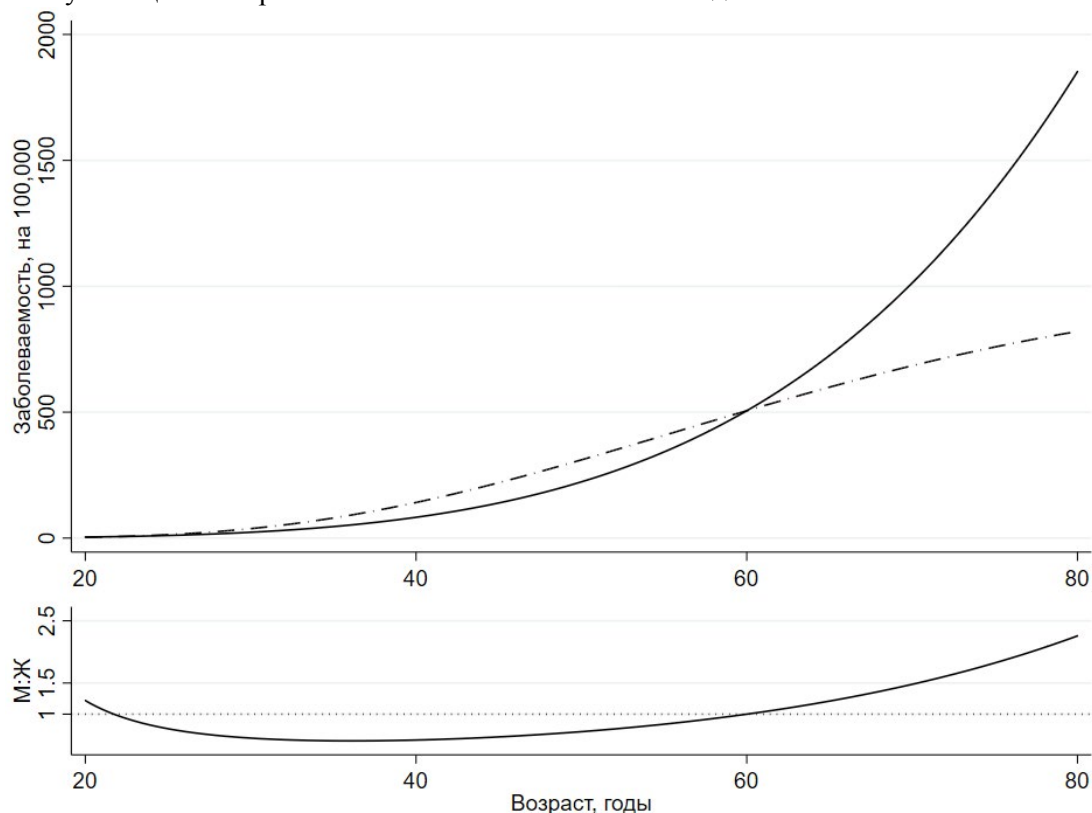


Рис. 1. Фоновая заболеваемость солидными раками (ИООДП) в зависимости от достигнутого возраста и пола. Сплошная линия – мужчины, штрих-пунктирная – женщины

Зависимость заболеваемости от дозы ионизирующего излучения

При исследовании характера зависимости заболеваемости солидными ЗНО (исключая ООДП) от дозы внешнего γ -излучения и дозы α -излучения инкорпорированного плутония мы использовали оценки дозы на толстую кишку (внешнее γ -излучение) и дозы на печень (α -излучение инкорпорированного плутония). Заболеваемость изучаемыми ЗНО описывали с

использованием линейной, линейно-квадратичной и квадратичной модели, а также модели, в которой была сделана попытка учесть эффект клеточной гибели при накоплении доз, превышающих 1 Гр. Результаты этих расчётов приведены в табл. 3.

Показатель избыточного относительного риска (ИОР) на 1 Гр дозы внешнего γ -излучения составил 0,13 (95% ДИ 0,06–0,22). Использование линейно-квадратичной модели практически не изменило показателей каче-

Таблица 3

Типы и параметры моделей, описывавших заболеваемость солидными раками, исключая ООДП

Тип модели и описание параметров	Значение пара- метра	95% ДИ	Распределение случаев	
			фон	избыток, внешнее излучение
Линейная дозовая зависимость, постоянный ИОР/Гр				
Без учёта вклада внутреннего облучения	0,13	0,06–0,22	2328,9	129,1
С учётом вклада внутреннего облучения, доза JEM	0,11	0,03–0,20	2343,7	111,3
С учётом вклада внутреннего облучения, доза JEM и MWDS-19	0,11	0,03–0,20	2342,3	106,8
С учётом вклада внутреннего облучения, доза MWDS-19 и суррогатная переменная	0,09	0,01–0,18	2307,2	87,3
Линейно-квадратичная дозовая зависимость (p>0,5)*				
Линейный, ИОР/Гр	0,15	-0,04–0,34	2324,5	133,5
Квадратичный, ИОР/Гр ²	-0,006	-0,08–0,08		
Квадратичная дозовая зависимость (p>0,1)				
Квадратичный, ИОР/Гр ²	0,05	0,02–0,09	2394,7	63,3
Линейная дозовая зависимость с учётом эффекта клеточной гибели (p>0,1)*				
Линейный, ИОР/Гр	0,13	0,02–0,24	2332,2	125,8
Эффект клеточной гибели, ИОР/Гр ²	0,01	-0,1–0,13		
Время после облучения (p>0,05)*				
5–9 лет	0	–	2328,9	132,7
10–14 лет	0	–		
15–20 лет	0,18	<0–0,57		
20 лет и более	0,15	0,08–0,23		
Возраст на момент облучения (p>0,2)*				
<18–24	0,16	<0–0,34	2328,9	133,5
25–29	0,24	0,06–0,42		
30–40	0,001	<0–0,17		
40 лет и более	0,17	<0–0,38		

Примечание. * р указан для сравнения с линейной моделью.

ства описания моделью наблюдаемых данных ($p > 0,5$). При использовании квадратичной модели (рис. 2) показатель ИОР/Гр² составил 0,05 (95% ДИ 0,02–0,09), однако показатели качества подгонки модели были существенно хуже ($p > 0,1$). Количество фоновых и избыточных случаев рассматриваемых ЗНО также существенно отличалось от предсказываемого линейной и линейно-квадратичной моделью. Исходя из этого, дальнейшие расчёты были основаны на линейной модели. Нами не было выявлено достоверного изменения полученного коэффициента ИОР/Гр в зависимости от достигнутого возраста ($p > 0,5$) и пола ($p > 0,3$).

Мы также попытались оценить зависимость избыточного относительного риска от времени, прошедшего после накопления дозы

внешнего γ -излучения. Несмотря на то, что модель, учитывающая различия в реакции на дозу излучения, накопленную в разные периоды времени, не отличалась по качеству описания данных от линейной модели ($p > 0,05$), наибольший риск был связан с дозой, накопленной за 20 и более лет до установления диагноза злокачественного новообразования, что соответствует представлениям о времени, необходимом для прохождения стадий развития злокачественного новообразования от инициации до формирования клинически выявляемой опухоли.

Наиболее высокий показатель избыточного относительного риска, связанного с действием внешнего γ -излучения был связан с возрастом 25–29 лет (0,24; 95% ДИ 0,06–0,42; табл. 3).

В целом из числа исследованных злока-

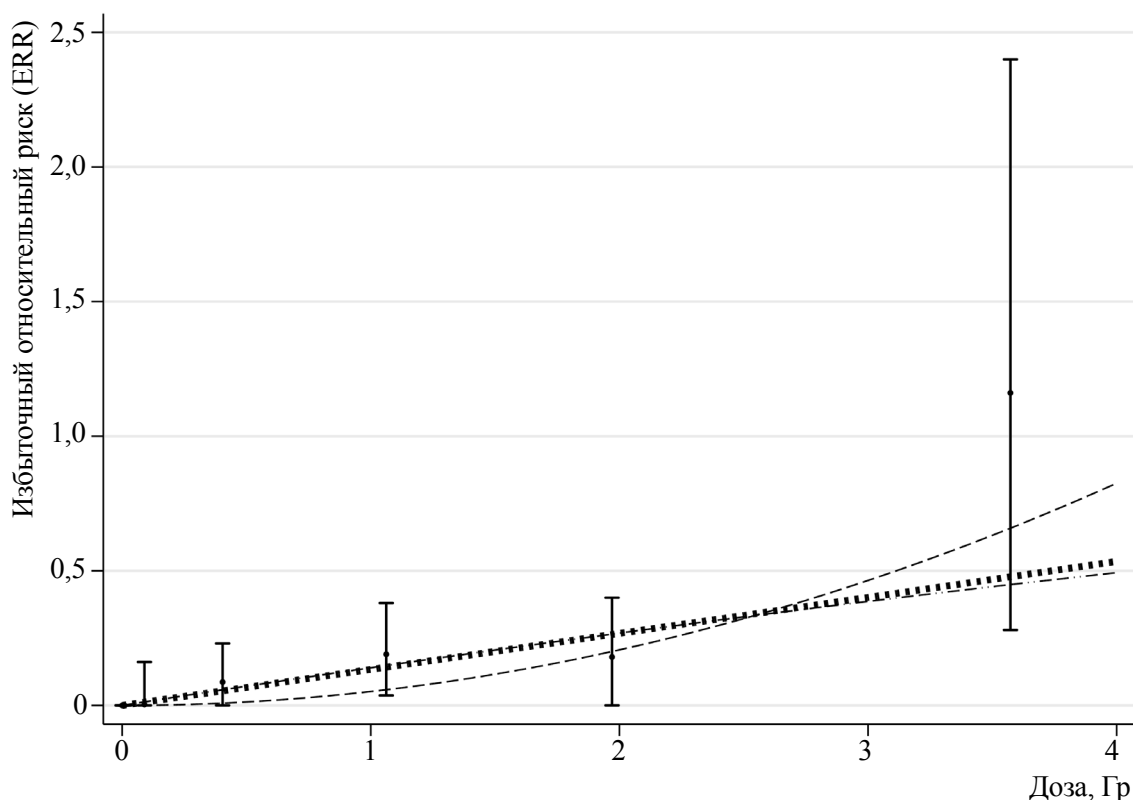


Рис. 2. Зависимость избыточного относительного риска заболеваемости солидными злокачественными новообразованиями ИООДП от дозы внешнего γ -излучения. Сплошная линия – линейная зависимость, пунктирная линия – квадратичная зависимость, -- -- линейно-квадратичная зависимость

чественных новообразований 5,3 % (129,1) были обусловлены действием внешнего γ -излучения, остальные (2328,9) являлись "фоновыми". Распределение числа человеко-лет наблюдения, числа диагностированных ЗНО, их распределение между расчётными "фоновыми" и "избыточными", полученное при проведении расчётов в непараметрической модели, разделившей весь диапазон доз на интервалы, представлено в табл. 4. Обращает на себя внимание, что в то время как в области относительно малых (до 200 мГр) доз доля избыточных случаев ЗНО составляет 1,6 %, в области доз 3 Гр и выше доля избыточных случаев составляет более 50 %. В целом из 2548 ЗНО (исключая ООДП) 136 (5,6 %), в соответствии с коэффициентами непараметрической модели, являются избыточными.

Оценка показателя ИОР/Гр была проведена с ограничением диапазона доз (табл. 5). Данные этой таблицы подтверждают, что в пределах доз 150 мГр и выше, оценка показателя ИОР/Гр остаётся стабильной (0,12–0,17), лишь в одном из диапазонов (<0,5 Гр) падая до 0,07 Гр. Достоверные оценки ИОР/Гр получены для диапазона доз 0–1 Гр и выше. Количество избыточных случаев ЗНО составляло в этих диапазонах 4–5 %.

В данном исследовании нами не было выявлено зависимости заболеваемости злокачественными новообразованиями, исключая ООДП, от уровня воздействия инкорпорированного ^{239}Pu (табл. 3). Учёт вклада излучения ^{239}Pu в увеличение заболеваемости изучаемыми солидными раками не приводил к улучшению подгонки модели ($p>0,5$). Исходя из этого, при

Таблица 4

Распределение человеко-лет наблюдения, диагностированных ЗНО и распределение случаев ЗНО между "фоновыми" и "избыточными"

Дозовый интервал	Число человеко-лет наблюдения	Число случаев исследуемых заболеваний	Фон	Внешнее γ -излучение
0	188423,0	231	219,7	0,0
>0–0,025	97641,6	241	260,1	0,0
–0,200	201362,0	803	790,2	12,8
–0,750	124515,0	660	617,8	42,2
–1,500	50900,0	323	275,0	48,0
–3,000	27346,3	183	158,2	24,8
3,000 ++	1609,0	17	8,0	9,0
Всего	691796,9	2458	2329	136,8

Таблица 5

Показатели ИОР и число фоновых и избыточных случаев ЗНО (без ООДП) в ограниченном диапазоне доз

Диапазон доз, Гр	ИОР	95 % ДИ	Всего ЗНО	Фон	Избыток (%)
<3,0	0,12	0,06–0,19	2433	2320	113 (4,6)
<2,0	0,14	0,07–0,22	2370	2257	113 (4,8)
<1,0	0,17	0,04–0,32	2084	2008	76 (3,6)
<0,5	0,07	-0,19–0,34	1722	1707	15 (0,9)
<0,2	0,12	-0,52–0,79	1279	1270	9 (0,7)
<0,15	0,15	-0,73–1,09	1132	1124	8 (0,7)
<0,1	0,74	-0,67–2,23	960	938	22 (2,3)
Весь диапазон доз	0,13	0,06–0,22	2548	2328,9	129,1 (5,1)

описании зависимости заболеваемости солидными злокачественными новообразованиями исключая ООДП, вклад α -излучения плутония не учитывали.

Выявленная зависимость показателей заболеваемости солидными ЗНО от дозы внешнего γ -излучения, была обусловлена в первую очередь возрастом заболеваемости аденокарциномами (табл. 6). Заболеваемость новообразованиями другого гистологического строения (эпителиальными и неэпителиальными) не была достоверно связана с действием излучения.

Оценка органоспецифических показателей риска

Используя линейную модель зависимости заболеваемости солидными раками без ООДП от дозы внешнего γ -излучения, мы провели анализ показателей заболеваемости злокачественными новообразованиями отдельных локализаций. Распределение злокачественных новообразований по локализациям и полу представлено в табл. 7.

Органоспецифические оценки ИОР представлены в табл. 8 и на рис. 3. Необходимо

Таблица 6

Зависимость доза-эффект для ЗНО различного гистологического строения

ЗНО	ИОР/Гр	95% ДИ	Всего	Фон	Избыток	
Аденокарциномы	0,15	0,04–0,26	1414	1333,6	80,4	5,7 %
Другие эпителиальные	0,19	-0,03–0,49	329	303,7	25,3	7,7 %
Неэпителиальные	0,09	-0,04–0,25	715	690,4	24,6	3,4 %

Таблица 7

Число диагнозов злокачественных новообразований по органам, их распределение по полу и доза, использованная для анализа канцерогенного риска

Орган	Число ЗНО			Орган, на который определялась доза:	
	Муж	Жен	Всего	внешнего излучения	излучения инкорпорированного плутония
Толстая кишка	178	94	272	Толстая кишка	Толстая кишка
Пищевод	40	8	48	Пищевод	Печень
Желудок	347	83	430	Желудок	Желудок
Прямая кишка	146	51	197	Прямая кишка	Прямая кишка
Поджелудочная железа	104	25	129	Толстая кишка	Толстая кишка
Мочевой пузырь*	90	7	97	Мочевой пузырь	Печень
Почка	102	36	138	Почка	Почка
Меланома	40	27	67	Кожа	Печень
ЦНС	52	17	69	Головной мозг	Печень
Гортань*	75	6	81	Лёгкое	Лёгкое
Простата	221	0	221	Мочевой пузырь	Печень
Молочная железа	0	163	163	Молочная железа	Печень
Яичники	0	41	41	Яичники	Печень
Матка	0	70	70	Матка	Печень
Остальные	298	137	435	Толстая кишка	Печень
Всего	1693	765	2458		

Примечание. Для локализаций, отмеченных *, случаи, диагностированные у женщин, при анализе были включены в группу "Остальные" в связи с малым числом случаев.

Таблица 8

Показатели ИОР/Гр и распределение случаев между фоновыми и избыточными

Орган	ИОР/Гр	95% ДИ	Всего	Фон	Избыток
Толстая кишка	-0,5	<0–0,20	272	276,8	-4,8
Пищевод	1,83	0,55–4,79	48	28,3	19,7
Желудок	0,29	0,09–0,54	430	382,3	47,7
Прямая кишка	0,18	-0,09–0,58	197	183,3	13,7
Поджелудочная железа	0,38	-0,02–1,01	129	112,2	16,8
Мочевой пузырь*	0,03	<0–0,53	90	88,5	1,5
Почка	0,12	-0,17–0,57	138	131,9	6,1
Меланома	0,14	<0–0,76	67	62,9	4,1
ЦНС	-0,17	–	87	93,7	-5,7
Гортань*	-0,10	<0–0,25	75	79,4	-4,4
Простата	-0,02	-0,18–0,21	221	224,3	-3,3
Молочная железа	0,12	-0,10–0,46	163	155,6	7,4
Яичники	0,71	-0,05–2,38	41	33,8	7,2
Матка	0,31	-0,08–1,01	70	62,4	7,6
Остальные	0,16	-0,02–0,38	448	422,2	25,8
Все солидные ЗНО без ООДП	0,13	0,06–0,22	2458	2328,9	129,1

Примечание. Для локализаций, отмеченных *, случаи, диагностированные у женщин, при анализе были включены в группу "Остальные" в связи с малым числом случаев.

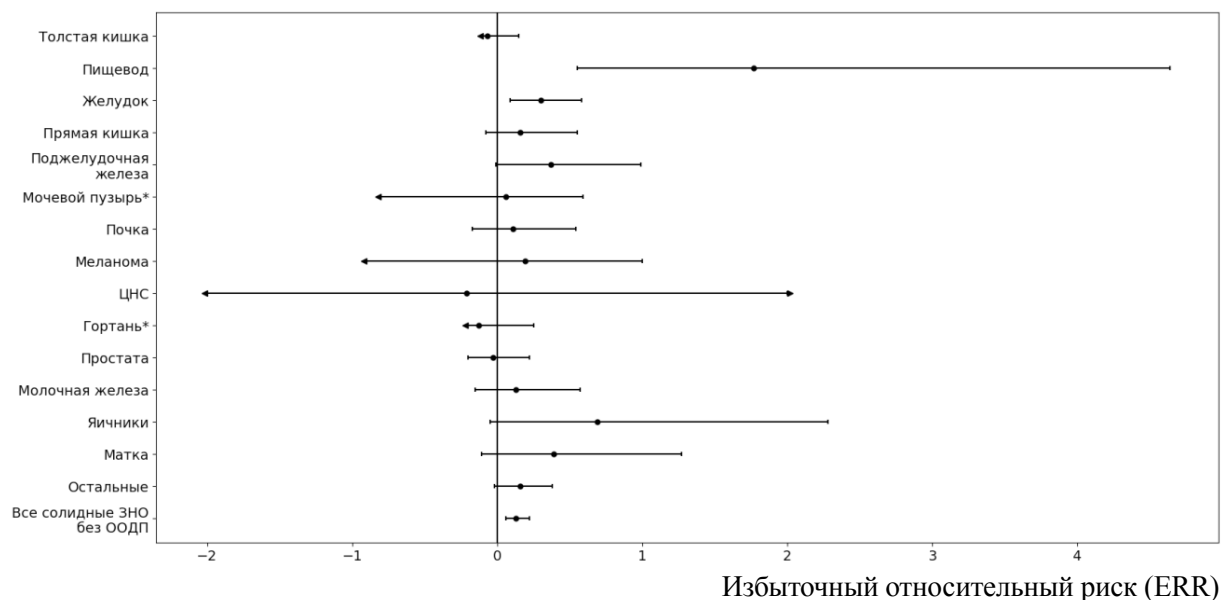


Рис. 3. Показатели ИОР/Гр для злокачественных новообразований отдельных локализаций

отметить, что при имеющемся количестве случаев достоверно от дозы внешнего γ -излучения зависела заболеваемость раком пищевода и желудка. Для остальных органов нам не удалось выявить достоверной дозовой зависимости ни при анализе её для отдельных органов, ни при включении в анализ всех органов с достоверным показателем ИОР/Гр одной группой (показатель ИОР/Гр 0,05, 95% ДИ 0,006–0,16).

ОБСУЖДЕНИЕ

Нами проанализирована онкологическая заболеваемость в когорте, включающей 25755 чел., впервые нанятых на основные (реакторное, радиохимическое, плутониевое) и вспомогательные (ремонтно-механическое и водоподготовки) производства первого в СССР предприятия ядерного цикла, основной задачей которого являлось создание компонентов ядерного оружия. В первые 10 лет работы предприятия, когда происходило освоение технологий производства делящихся материалов в промышленных масштабах, лица, входящие в состав персонала основных производств, могли подвергаться действию ионизирующих излучений в дозах, существенно превышающих современные представления о безопасных уровнях действия ионизирующих излучений [8, 11]. При этом, в отличие от лиц, переживших атомную бомбардировку [15–18], действие ионизирующего излучения было пролонгированным, а в отличие от наиболее исследованных когорт персонала других радиационно опасных предприятий США, Великобритании, Франции и др., включало, наряду с внешним излучением, α -излучение инкорпорированного плутония, поступавшего, в основном, ингаляционным путём.

При поступлении α -излучающего плутония ингаляционным путём, органами, в которых накапливаются наиболее значимые дозы α -излучения, являются органы основного депонирования плутония: лёгкие, печень и скелет [13, 19–22]. При этом лёгкое является одним из наиболее радиочувствительных органов и реагирует как на α -излучение инкорпорированного плутония, так и на внешнее γ -излучение. В то же время другие органы подвергаются действию α -излучения в значительно меньшей

степени. Несмотря на это, отсутствие оценки вклада излучения инкорпорированного плутония в риск солидных злокачественных новообразований без ООДП всегда являлось одним из основных аспектов критики радиационно-эпидемиологических исследований в когорте работников ПО "Маяк". В данной работе мы оценили вклад инкорпорированного плутония тремя различными способами: используя суррогатную переменную, используя дозы, оцененные подходом JEM, и сочетание измеренных доз MWDS2019 и JEM2019. Ни один из этих подходов не выявил достоверного вклада α -излучения инкорпорированного плутония в увеличение избыточного риска заболеваемости солидными ЗНО без ООДП. Исходя из этого, в данной работе мы ограничили спектр исследуемых эффектов солидными злокачественными новообразованиями за исключением опухолей органов основного депонирования плутония – лёгких, печени и скелета, и оценкой риска в зависимости от дозы внешнего γ -излучения. Кроме того, нами были исключены из анализа базальноклеточные ЗНО кожи в связи с их неполной регистрацией. Таким образом, мы проанализировали 2548 злокачественных новообразований, диагностированных у лиц, включённых в изучаемую когорту, в период их проживания в ЗАТО г. Озёрск.

Избыточный относительный риск заболевания ЗНО линейно зависел от дозы внешнего излучения, при этом показатель ИОР/Гр составил 0,13 (95% ДИ 0,06–0,22). При оценке характера дозовой зависимости мы проверили линейно-квадратичную и квадратичную зависимость, ни одна из них не улучшала качество описания данных исследуемой когорты (табл. 3). Кроме того, не улучшило качества описания наблюдаемых данных и включение в модель т.н. "эффекта клеточной гибели" – зависимости эффекта от квадрата дозы излучения при дозах, превышающих 1 Гр ($p > 0,1$, табл. 3).

Разделение накопленной дозы на фракции в зависимости от времени, прошедшего после облучения, или возраста на момент облучения не выявило достоверной гетерогенности риска в зависимости от данных показателей, тем не менее, наиболее выраженный эффект внешнего излучения выявлялся для доз, накопленных 20 и более лет назад и в возрасте 20–29 лет (табл. 3).

Скорее всего, это связано с тем, что для солидных злокачественных новообразований необходимо длительное время для того, чтобы пройти все стадии формирования опухоли, от инициации до клинической манифестации.

В представленном исследовании мы получили оценки риска, близкие к полученным ранее в [4], однако мы дополнили результаты, полученные в работе [4], оценкой канцерогенного риска в зависимости от гистологического типа опухоли. Наиболее значимо на действие внешнего излучения отвечали опухоли, имеющие гистологический тип аденокарциномы

(табл. 6). Сходные результаты были получены при анализе канцерогенного риска в зависимости от гистологического типа ЗНО в когорте лиц, переживших атомную бомбардировку [6].

Сравнение полученных в представленной работе коэффициентов избыточного канцерогенного риска с результатами, полученными в других радиационно-эпидемиологических исследованиях, представлено в табл. 9. Необходимо отметить, что в исследованиях, проведённых в когорте работников ПО "Маяк", в целом получены близкие оценки риска. Показатель риска в работе [23], сниженный в

Таблица 9

Сопоставление результатов, представленных в данной работе с результатами других радиационно-эпидемиологических исследований

Исследованная популяция	Средняя доза внешнего γ -излучения, мГр (мЗв)	Изученный эффект	Число ЗНО	ИОР/Гр (Зв) внешнего излучения	95% ДИ	%
Когорта "Работники ПО "Маяк"	363 ¹	Заболеваемость, солидные раки без ООДП	2458	0,13	0,06–0,22 0,08–0,24	95 90
Когорта "Работники ПО "Маяк" [23]	510 ²	Заболеваемость, солидные раки без ООДП	1447	0,07	0,01–0,15	95
Когорта "Работники ПО "Маяк" [4]	354 ¹	Смертность, солидные раки без ООДП	1825	0,16	0,07–0,26 0,06–0,27	95 90
Лица, пережившие атомную бомбардировку [6]	89 ¹	Заболеваемость, солидные раки без ООДП	10104	0,304	0,20–0,41 0,21–0,40	95 90
Когорта INWORKS [24]	20,9 ¹	Смертность, солидные раки за исключением рака лёгкого	12155	0,46	0,11–0,85	90
Когорта работников атомной промышленности 15 стран [25]	19 ¹	Смертность, солидные раки за исключением лёгкого и плевры	3528	0,59	-0,16–1,51	90
Когорта реки Теча [26]	35 ³	Заболеваемость, Все солидные раки	2303	0,61	0,13–1,2	90

Примечание: 1 – доза на толстую кишку; 2 – доза HP_{10} ; 3 – доза на желудок; 4 – используя данные, опубликованные RERF, показатель ИОР/Гр рассчитан по модели постоянного ИОР для сравнимости с результатами нашего исследования, вклад мужчин и женщин в когорте LSS взвешен таким образом, чтобы отражать соотношение мужчин и женщин в когорте работников ПО "Маяк" (75:25).

два раза по сравнению с результатами анализа, представленного в данной работе и в работе [4], объясняется, скорее всего, использованием не органичных доз, а дозы HP_{10} .

Обращает на себя внимание то, что показатели избыточного риска на единицу дозы внешнего излучения в работах [4, 23] и в настоящей работе, т.е. при анализе избыточного канцерогенного риска при пролонгированном действии редкоизирующего внешнего γ -излучения, ниже аналогичного показателя, оцененного в когорте лиц, подвергшихся острому однократному действию внешнего редкоизирующего γ -излучения в результате атомной бомбардировки. Следует отметить, что для проведения этого сравнения мы использовали опубликованные табулированные данные об онкологической заболеваемости в когорте [6] и определили показатель ИОР/Гр для той же группы ЗНО, что и в нашем исследовании (т.е. все солидные ЗНО за исключением лёгких, печени и скелета). Кроме того, в когорте переживших атомную бомбардировку японцев 60 % лиц – женщины, в связи с этим мы пересчитали коэффициент риска таким образом, чтобы он соответствовал соотношению мужчин и женщин в когорте ПО "Маяк" (75 % : 25 %). Наконец, для проведения корректного сравнения, мы ограничили наш анализ данных риска в когорте облучённых японцев лицами, на момент бомбардировки находившимися в возрасте от 20 до 60 лет. Используя эти ограничения для острого однократного радиационного воздействия внешнего излучения, мы получили коэффициент риска (0,30; 95% ДИ 0,20–0,41), отличающийся от полученного для пролонгированного действия внешнего γ -излучения в когорте работников ПО "Маяк" примерно в 2 раза, что соответствует современным представлениям о величине DDREF (dose rate effectiveness factor) – фактора уменьшения риска с уменьшением мощности дозы.

Необходимо также отметить, что в других радиационно-эпидемиологических исследованиях лиц, подвергшихся пролонгированному действию внешнего γ -излучения, полученные показатели риска превышают, иногда существенно, коэффициенты, полученные как в нашем исследовании, так и в работе [6]. Однако уровень радиационного воздействия в работах

[24] значительно отличается от когорты, исследованной в представленной работе, и ниже уровня действия внешнего γ -излучения в когорте лиц, переживших атомную бомбардировку (табл. 3). Кроме того, эффекты, исследованные в этих работах, не вполне соответствуют эффектам, исследованным в представленной работе.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Анализ канцерогенного риска в когорте работников ПО "Маяк" по показателям заболеваемости показал линейный характер зависимости избыточного риска от дозы внешнего γ -излучения. Нами показано, что коэффициент избыточного риска, обусловленного пролонгированным действием внешнего γ -излучения в когорте профессионалов ПО Маяк, отличается от риска острого однократного облучения в сопоставимых дозах примерно в 2 раза. Нами не выявлено какого бы то ни было достоверного вклада излучения плутония в увеличение риска исследованной группой злокачественных новообразований.

ЛИТЕРАТУРА

1. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Sources and Effects of Ionizing Radiation: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with scientific annexes, Vol I: Sources. United Nations Publication Sales No. E.00.IX.3 ed. Vol. I. 2000, New York: United Nations. 654.
2. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Sources and Effects of Ionizing Radiation: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with scientific annexes, Vol II: Effects. United Nations Publication Sales No. E.00.IX.4 ed. Vol. II. 2000, New York: United Nations. 566.
3. Koshurnikova N.A. et al. Characteristics of the cohort of workers at the Mayak nuclear complex // Radiat. Res. – 1999. – V. 152. – No. 4. – P. 352–363.
4. Sokolnikov M.E. et al. Radiation effects on mortality from solid cancers other than lung, liver, and bone cancer in the Mayak worker cohort: 1948–2008 // PLoS One. – 2015. –

- V. 10. – No. 2. – P. e0117784.
5. Labutina E.V., Kuznetsova I.S. Radiation risk of the incidence of malignant neoplasms in organs of main deposition for Plutonium with regard to histological tumor types in the Mayak nuclear workers, in Radioactive sources and radiation exposure effects on the Mayak PA workers and population living in the area of nuclear facility influence. Part IV. – Chelyabinsk: Chelyabinsk Publishing House, 2012. – 175 p.
6. Preston D.L. et al. Solid cancer incidence in atomic bomb survivors: 1958–1998 // Radiat. Res. – 2007. – V. 168. – No. 1. – P. 1–64.
7. Vasilenko E.K. et al. Mayak film dosimeter response studies. Part I: measurements // Health Phys. – 2007. – V. 93. – No. 3. – P. 220–230.
8. Vasilenko E.K. et al. Mayak worker dosimetry study: an overview // Health Phys. – 2007. – V. 93. – No. 3. – P. 190–206.
9. Smetanin M.Yu., Vasilenko E.K., Scherpelz R.I. Mayak film dosimeter response studies. Part III: application to worker dose assessment // Health Phys. – 2007. – V. 93. – No. 3. – P. 239–244.
10. Smetanin M.Yu. et al. Mayak film dosimeter response studies. Part II: response models // Health Phys. – 2007. – V. 93. – No. 3. – P. 231–238.
11. Khokhryakov V.V. et al. Development of an improved dosimetry system for the workers at the Mayak Production Association // Health Phys. – 2000. – V. 79. – No. 1. – P. 72–76.
12. Romanyukha A.A. et al. Verification of occupational doses at the first nuclear plant in the former Soviet Union // Applied Radiation & Isotopes. – 1996. – V. 47. – No. 11–12. – P. 1277–1280.
13. Vostrotin V.V. et al. The Mayak Worker Dosimetry System (MWDS-2016): Internal Dosimetry Results and Comparison with MWDS-2013 // Radiat. Prot. Dosimetry. – 2018.
14. Preston D.L. et al. Epicure Users Guide. – Seattle, Washington: Hirosoft International Corporation, 1993.
15. Grant E.J. et al. Solid Cancer Incidence among the Life Span Study of Atomic Bomb Survivors: 1958–2009 // Radiat. Res. – 2017. – V. 187. – No. 5. – P. 513–537.
16. Hsu W.L. et al. The incidence of leukemia, lymphoma and multiple myeloma among atomic bomb survivors: 1950–2001 // Radiat. Res. – 2013. – V. 179. – No. 3. – P. 361–382.
17. Preston D.L. et al. Studies of mortality of atomic bomb survivors. Report 13: solid cancer and noncancer disease mortality: 1950–1997, 2003 // Radiat. Res. – 2012. – V. 178. – No. 2. – P. AV146–172.
18. Ozasa K. et al. Studies of the mortality of atomic bomb survivors. Report 14, 1950–2003: an overview of cancer and noncancer diseases // Radiat. Res. – 2012. – V. 177. – No. 3. – P. 229–243.
19. Vostrotin V.V. et al. The Mayak Worker Dosimetry System (MWDS-2013): Internal Dosimetry Results // Radiat. Prot. Dosimetry. – 2017. – V. 176. – No. 1–2. – P. 190–201.
20. Napier B.A. The Mayak Worker Dosimetry System (MWDS-2013): An Introduction to the Documentation // Radiat. Prot. Dosimetry. – 2017. – V. 176. – No. 1–2. – P. 6–9.
21. Birchall A. et al. The Mayak Worker Dosimetry System (MWDS-2013) for Internally Deposited Plutonium: An Overview // Radiat. Prot. Dosimetry. – 2017. – V. 176. – No. 1–2. – P. 10–31.
22. Sokolova A.B. et al. The Mayak Worker Dosimetry System (MWDS-2013): Determination of the Individual Scenario of Inhaled Plutonium Intake in the Mayak Workers // Radiat. Prot. Dosimetry. – 2017. – V. 176. – No. 1–2. – P. 83–89.
23. Hunter N. et al. Solid cancer incidence other than lung, liver and bone in Mayak workers: 1948–2004 // Br. J. Cancer. – 2013. – V. 109. – No. 7. – P. 1989–1996.
24. Richardson D.B. et al. Risk of cancer from occupational exposure to ionising radiation: retrospective cohort study of workers in France, the United Kingdom, and the United States (INWORKS) // BMJ. – 2015. – No. 351. – P. h5359.
25. Cardis E. et al. Risk of cancer after low doses of ionising radiation: retrospective cohort study in 15 countries // BMJ. – 2005. – No. 331(7508). – P. 77.
26. Krestinina L.Y. et al. Leukaemia incidence in the Techa River Cohort: 1953–2007 // Br. J. Cancer. – 2013. – V. 109. – No. 11. – P. 2886–2893.

УДК 623.454.862

© 2021

АНАЛИТИЧЕСКОЕ ОПИСАНИЕ ДОЗООБРАЗОВАНИЯ В КОСТНОМ МОЗГЕ ОТ ^{90}Sr , ИНКОРПОРИРОВАННОГО В КАЛЬЦИФИЦИРОВАННЫХ ТКАНЯХ

Е.А. Шишкина^{1,2}, П.А. Шарagin¹, А.Ю. Волчкова¹

*¹Россия, г. Челябинск, ФГБУН Уральский научно-практический центр
радиационной медицины ФМБА России*

²Россия, г. Челябинск, ФГБОУ ВО Челябинский Государственный Университет

Поступление остеотропного техногенного ^{90}Sr в организм может быть следствием глобального загрязнения окружающей среды либо аварий на предприятиях ядерного топливного цикла. Настоящая работа посвящена моделированию дозообразования в костном мозге от ^{90}Sr , инкорпорированного в кальцифицированных тканях. Обычно для моделирования переноса электронов и вторичных фотонов через ткани кости используется метод Монте-Карло, учитывающий распределения вероятностей взаимодействий электронов и фотонов в средах разного химического состава, плотности и конфигурации, описываемых вычислительными фантомами. Создание вычислительных фантомов скелета для целей внутренней дозиметрии является нетривиальной задачей из-за большого количества костей в скелете, обладающих сложной трёхмерной микро- и макроархитектурой. Соответственно, количество расчётов велико. Целью настоящей работы является упрощение задачи путём получения аналитического описания зависимости дозовых коэффициентов, конвертирующих удельную активность в костной ткани в единицы мощности поглощённой дозы в красном костном мозге, от параметров вычислительных фантомов. Для этого были использованы результаты, полученные на основе набора вычислительных фантомов сегментов костей скелета взрослого мужчины. Отдельно рассмотрены дозовые коэффициенты для ^{90}Sr , инкорпорированного в трабекулярной ($DF(KKM \leftarrow TBV)$) и кортикальной ($DF(KKM \leftarrow CBV)$) кости. Показано, что модели, чьи линейные размеры превышают две средние длины пробега электронов комбинированного спектра $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, можно считать достаточно большими, чтобы пренебречь влиянием их формы и размеров на значения дозовых коэффициентов. Для больших моделей описана зависимость $DF(KKM \leftarrow TBV)$ от доли костной ткани в губчатой кости и влияние кортикальной толщины на $DF(KKM \leftarrow CBV)$. Относительная стандартная неопределённость аналитических описаний не превышает 16 и 17 % соответственно. Использование аналитических выражений существенно упрощает дозиметрическое моделирование. Однако для расчёта дозовых коэффициентов у малых моделей рекомендуется использовать имитационное моделирование.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: РАДИАЦИОННАЯ ДОЗИМЕТРИЯ, ^{90}Sr , КРАСНЫЙ КОСТНЫЙ МОЗГ, ДОЗОВЫЕ КОЭФФИЦИЕНТЫ

Поступление ^{90}Sr в организм может быть следствием глобального загрязнения окружающей среды либо аварий на предприятиях ядерного топливного цикла. ^{90}Sr является техногенным долгоживущим ($T_{1/2}=28,79$ лет) остеотропным β -излучателем, который, встраиваясь в кальцифицированные ткани скелета, облучает гемопоэтические клетки костного мозга. Красный костный мозг (KKM) является

одной из наиболее радиочувствительных тканей человека. Например, хронический лучевой синдром, который считается ранним детерминированным эффектом радиационного воздействия на красный костный мозг, был диагностирован у жителей районов, прилегающих к р. Теча (Уральский регион, Россия), загрязнённой сбросами ПО "Маяк" [1], в составе которых значительную долю составлял ^{90}Sr [2].

Эпидемиологическое исследование [3, 4] когорты р. Теча обнаружило статистически значимую связь между заболеваемостью лейкемией и дозами в *ККМ*, которые преимущественно обусловлены ^{90}Sr [5]. Поэтому совершенствование дозиметрии *ККМ*, облучаемого ^{90}Sr и дочерним ^{90}Y (в секулярном равновесии), является актуальной задачей радиобиологии и радиационной защиты.

Настоящая работа посвящена дозиметрическому моделированию дозообразования в *ККМ* от ^{90}Sr , инкорпорированного в кальцифицированных тканях скелета. Цель дозиметрического моделирования – расчёт дозовых коэффициентов, конвертирующих удельные активности радионуклида, инкорпорированного в костной ткани (в трабекулах и в кортикальном слое), в единицы мощности поглощённой дозы в *ККМ*. Дозиметрическое моделирование основано на имитационном моделировании транспорта излучений и расчёта средней поглощённой энергии в костном мозге от единичного распада ^{90}Sr . Для моделирования переноса электронов и вторичных фотонов через объёмные среды используется метод Монте-Карло, учитывающий распределения вероятностей взаимодействий электронов и фотонов в средах разного химического состава, плотности и конфигурации, описываемых вычислительными фантомами.

Создание вычислительных фантомов скелета для целей внутренней дозиметрии является нетривиальной задачей из-за большого количества костей в скелете, обладающих сложной трехмерной микро- и макроархитектурой. Это особенно актуально для спектра излучения ^{90}Sr ($\bar{E}=0,196$ МэВ; $Q=0,546$ МэВ) в комбинации со спектром ^{90}Y ($\bar{E}=0,934$ МэВ; $Q=2,279$ МэВ). Высокая вероятность эмиссии низкоэнергетических электронов обуславливает необходимость для каждого сегмента скелета с активным гемопоэзом моделировать трабекулярную (губчатую) кость как гетерогенную среду, состоящую из кальцифицированных трабекул, пронизывающих костный мозг. При этом максимальный пробег электронов может быть сопоставим с размерами кости, что требует для этих сегментов описания геометрической формы [6].

Сегодня существует несколько подходов для моделирования формы костей и её тонкой структуры на основе анализа изображений

(компьютерная томография (КТ) аутопсийного материала). Например, метод парных изображений [7], встраивающий тонкую структуру, реконструированную на основе $\mu\text{КТ}$, в форму кости, воссозданную по КТ, или "Текстурированная" модель кости [8], имитирующая микроструктуру кости с использованием фильтрованного шума КТ-изображения. В качестве альтернативы дорогостоящему и трудоёмкому подходу, в ФГБУН УНПЦ РМ разработан генератор вычислительных фантомов "Trabecula" [9] на основе параметрического стохастического подхода [10]. Предложенный метод не требует аутопсийного материала, а параметры моделей (такие как линейные размеры костей, кортикальная толщина ($St.Th$), доля костной ткани в губчатой кости (BV/TV) и др.) могут быть оценены по обширным литературным морфометрическим данным, что обеспечивает репрезентативность модели. Кроме того, параметрический подход позволяет оценить неопределённость дозиметрического моделирования, возмущая параметры моделей в пределах их индивидуальной вариабельности, что также реализовано в программе "Trabecula" [10].

Помимо трудоёмкости создания вычислительных фантомов (согласно [11] скелет взрослого человека может состоять из 67 сегментов), для каждого из фантомов требуется провести имитационное моделирование транспорта излучений и расчёт дозовых коэффициентов. А для анализа неопределённости – повторить эти расчёты (как минимум 12 раз), варьируя геометрические параметры моделей [10]. Около 340 сегментов потребуется для набора вычислительных фантомов, соответствующих разным возрастам (новорожденный, годовалый, пятилетний, десятилетний, пятнадцатилетний мужчина, пятнадцатилетняя женщина и взрослые мужчина и женщина [12]). А для оценки неопределённости (по крайней мере, 12 дополнительных моделей на сегмент) потребуется сгенерировать 4420 вычислительных фантомов. При этом количество расчётов будет в 2 раза больше, поскольку отдельно рассматриваются 2 источника излучения: объём кортикальной кости (CBV) и объём трабекулярной кости (TBV). Иными словами, это огромная вычислительная задача. А учитывая, что в процессе работы параметры могут уточняться,

количество расчётов может быть ещё больше.

Целью настоящей работы является упрощение задачи моделирования дозообразования в *KKM* от инкорпорированного в костных тканях ^{90}Sr путём получения аналитического описания зависимости дозовых коэффициентов от параметров вычислительных фантомов. Для этого были использованы результаты, полученные на основе набора вычислительных фантомов сегментов костей скелета взрослого мужчины [10, 12], которые рассматривались как результаты численного эксперимента. Отдельно рассмотрены дозовые коэффициенты для ^{90}Sr , инкорпорированного в трабекулярной кости ($DF(KKM \leftarrow TBV)$) и кортикальной кости ($DF(KKM \leftarrow CBV)$).

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Термины и обозначения

$DF(KKM \leftarrow TBV)$ – дозовый коэффициент для конвертации удельной активности ^{90}Sr , инкорпорированного в объёме трабекулярной кости, в единицы поглощённой дозы в *KKM*, $(\text{Гр} \cdot \text{с}^{-1})/(\text{Бк} \cdot \text{г}^{-1})$;

$DF(KKM \leftarrow CBV)$ – дозовый коэффициент для конвертации удельной активности ^{90}Sr , инкорпорированного в объёме кортикальной кости, в единицы поглощённой дозы в *KKM*, $(\text{Гр} \cdot \text{с}^{-1})/(\text{Бк} \cdot \text{г}^{-1})$;

BV/TV – стандартизованный гистоморфометрический показатель доли костной ткани в губчатой кости, отн. ед.;

$St.Th$ – стандартизованный гистоморфометрический показатель толщины кортикального слоя кости, см;

$E(KM \leftarrow TBV)$ – средняя поглощённая энергия в костном мозге (*KM*) от единичного распада ^{90}Sr , инкорпорированного в объёме трабекулярной кости, Дж/распад;

$E(KM \leftarrow CBV)$ – средняя поглощённая энергия в костном мозге (*KM*) от единичного распада ^{90}Sr , инкорпорированного в объёме кортикальной кости, Дж/распад;

m_{KM} – масса *KM*, г;

m_{TBV} – масса трабекулярной кости, г;

m_{CBV} – масса кортикальной кости, г;

SS – площадь поверхности губчатой кости, см^2 .

Теоретический подход

Дозовый коэффициент рассчитывается на основе нормирования результатов моделирования методом Монте Карло поглощённой энергии во всем костном мозге (уравнение (1)). Предполагается, что внутри отдельных сегментов *KKM* распределён равномерно внутри костного мозга.

$$DF(KKM \leftarrow S) = E(KM \leftarrow S) \cdot m_S / m_{KM}, \quad (1)$$

где *S* может принимать значения *TBV* и *CBV*.

Дозовый коэффициент ($DF(KKM \leftarrow S)$) комбинирован с биокинетической моделью для ^{90}Sr [13, 14], чтобы получить коэффициент конвертации величины поступления радионуклида в единицы мощности поглощённой дозы. $DF(KKM \leftarrow S)$ является интенсивной переменной, которая практически не зависит от точности оценки массы костной ткани, так как объёмы ткани-источника и ткани мишени являются связанными величинами. Поэтому их соотношение малочувствительно к возмущению параметров модели губчатой кости.

Если в качестве источника излучения рассматривается *TBV*, поглощение энергии в *KM* будет зависеть от плотности губчатой кости, которая пропорциональна BV/TV , от энергетических потерь через площадь поверхности *SS* (зависит от BV/TV , *SS*, а также и от геометрической формы).

$$E(KM \leftarrow TBV) = f_l(BV/TV, SS, Sh),$$

где *Sh* – индикатор геометрической формы.

Если размеры губчатой кости велики настолько, что в основном её объёме устанавливается электронное равновесие, то зависимостью поглощённой энергии от *SS* и *Sh* можно пренебречь. Будем называть такие сегменты "большими". Учитывая, что объём *KM* обычно много больше *TBV*, $m_{TBV} / m_{BM} \approx BV/TV$. Таким образом, для "больших" моделей дозовый коэффициент $DF_l(KKM \leftarrow TBV)$ может быть выражен в виде функции одной переменной:

$$DF_l(KKM \leftarrow TBV) \approx f_l(BV/TV) \cdot (BV/TV) = F_l(BV/TV). \quad (2)$$

Определить критерий отнесения моделей губчатой кости к "большим" можно, оценив среднюю длину пробега электронов суммарного спектра $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ (в приближении непрерывного замедления) в губчатой кости. Функция $F_l(BV/TV)$ может быть получена эмпирически

как подгоночная к результатам прямых расчётов дозовых коэффициентов. Неопределённость оценок дозовых коэффициентов на основе такой функции можно оценить, сопоставляя предсказываемые значения и результаты расчётов, выполненных не только при разных BV/TV , но и при разных вариантах геометрической формы, размеров, трабекулярной толщины ($Tb.Th$), возмущаемых в пределах индивидуальной вариабельности.

Если в качестве источника излучения рассматривается CBV , поглощение энергии в KM будет зависеть от самопоглощения энергии в кортикальном слое ($Ct.Th$), плотности губчатой кости, которая пропорциональна BV/TV , SS и геометрической формы (Sh):

$$E(KM \leftarrow CBV) = f_c(BV/TV, SS, Ct.Th, Sh). \quad (3)$$

Начиная с некоторых размеров, SS и Sh перестают быть значимыми факторами влияния, однако, в отличие от предыдущего варианта, CBV является внешним источником по отношению к губчатой кости, и здесь размеры больших моделей должны быть кратны не средней, а максимальной длине пробега электронов.

Тем не менее, можно уменьшить количество переменных в уравнении (3), если принять во внимание, что расчёты поглощённой энергии в KM от обоих источников (TBV и CBV) выполняются параллельно с использованием одного и того же фантома. Тогда будет справедливо следующее приближение:

$$\begin{aligned} E(KM \leftarrow CBV) / E(KM \leftarrow TBV) &= \\ = f_c(BV/TV, SS, Ct.Th, Sh) / f_t(BV/TV, SS, Sh) &\approx \\ \approx F_c(Ct.Th). \end{aligned} \quad (4)$$

Функция $F_c(Ct.Th)$ может быть получена эмпирически как подгоночная к результатам прямых расчётов отношений поглощённых энергий. Неопределённость оценок дозовых коэффициентов на основе такой функции можно оценить, сопоставляя предсказываемые значения и результаты расчётов, выполненных не только при разных значениях $Ct.Th$, но и при разных вариантах геометрической формы, размеров и BV/TV , возмущаемых в пределах индивидуальной вариабельности.

Комбинируя уравнения (1), (2) и (4), для "больших" моделей (в терминах ткани-источника – TBV) получаем:

$$DF_t(KKM \leftarrow CBV) = F_t(BV/TV) F_c(Ct.Th) (V_{CBV} / V_{TBV}). \quad (5)$$

Как видно из уравнения (5), помимо морфометрических параметров, которые можно получить из литературных источников (BV/TV и $Ct.Th$), для расчёта дозовых коэффициентов понадобится соотношение объёмов двух тканей-источников, которые можно получить, сгенерировав модель исследуемого сегмента в программе "Трабекула".

Таким образом, задача получения аналитических выражений, описывающих дозовые коэффициенты, сводится к определению критерия "большой" губчатой кости и получению подгоночных функций $F_t(BV/TV)$ и $F_c(Ct.Th)$ по результатам прямых расчётов, которые мы рассматриваем как численный эксперимент.

Численный эксперимент

В работе использованы результаты, полученные при расчёте дозовых коэффициентов для взрослого мужчины [10, 12]. Фантомы сегментов костей генерировались с помощью программы "Trabecula" [9], где губчатая кость считается бинарной (кость и костный мозг) трехмерной средой: костные трабекулы, имеющие стержнеподобную форму, пронизывают костный мозг. Микроархитектура моделировалась возмущением положений узлов трехмерной сетки, которые являлись основаниями стержней – трабекул, и случайным изменением диаметров этих узлов – диаметров оснований стержней [6]. Ключевым параметром микроархитектуры является BV/TV . Микроструктура заполняет простые геометрические фигуры (стилизованные фантомы) [11]. Поверхности фигур (где это необходимо) покрываются равномерными слоями кортикальной кости толщиной $Ct.Th$.

Геометрическая форма фантомов, использованных в настоящей работе, была следующей: прямоугольный параллелепипед, цилиндр (с круглым и эллиптическим основанием), усечённая пирамида с треугольным основанием, эллипсоид (усечённый) и набор фигур неправильной формы, которые были условно названы деформированными цилиндрами. Деформированный цилиндр – фигура с двумя параллельными эллиптическими основаниями и огибающей боковой поверхностью. Плоскости, на которых лежат параллельные оси эллипсов,

перпендикулярны друг другу и плоскостям оснований. Например, усечённый конус – частный случай деформированного цилиндра. На рис. 1 показаны примеры стилизации формы сегментов позвонка, ребра и проксимальной части плечевой кости, представленные в виде цилиндра, прямоугольного параллелепипеда и деформированного цилиндра.

Были ещё фигуры, которые можно назвать трубками: два вложенных один в другой цилиндра, между стенками которых имеются слои кортикальной ткани, губчатой кости и вновь кортикальной ткани; объём внутреннего цилиндра – пустой.

Вычислительные фантомы представляются в воксельном виде. Объёмы тканей-ис-

точников и тканей-мишеней рассчитываются в программе "Trabecula". Для деформированных цилиндров площадь поверхности губчатой кости (SS) рассчитывалась численно, для остальных – аналитически. Так как в процессе создания фантома скелета человека параметры моделей сегментов могли уточняться, то количество созданных фантомов было избыточным и составило 866 моделей. Все они были использованы в настоящей работе. В табл. 1 представлено распределение этих моделей по форме.

В табл. 2 представлена описательная статистика для основных характеристик моделей, включая как параметр микроархитектуры (BV/TV), так и макроразмеры. В качестве характеристики линейных размеров губчатой кости

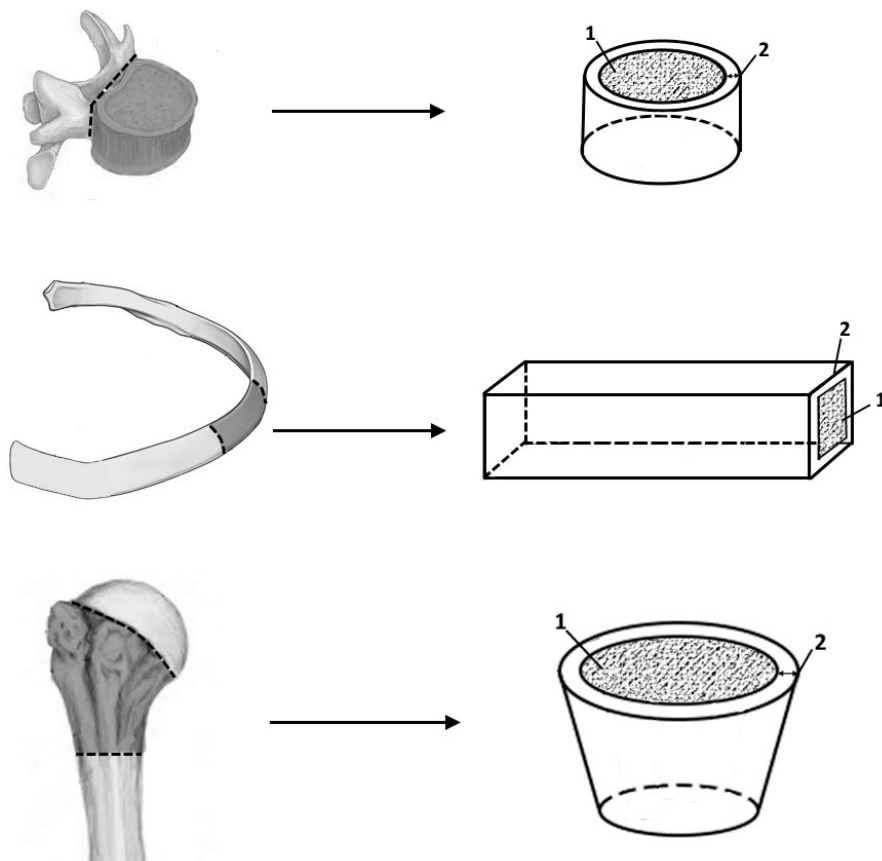


Рис. 1. Примеры стилизации формы сегментов позвонка, ребра и проксимальной части плечевой кости, представленные в виде цилиндра, прямоугольного параллелепипеда и деформированного цилиндра.

Внешняя оболочка (2) – кортикальный слой. Внутреннее заполнение (1) – губчатая кость

использованы длины рёбер вписанного параллелепипеда.

Поглощение энергии в *КМ* моделировалось имитацией транспорта электронов и вторичных фотонов методом Монте-Карло с использованием программы MCNP6.2. Спектры излучения ^{90}Sr и ^{90}Y были взяты из Информационной системы данных об атомах (Java-based Nuclear Data Information System – "Janis 4.1" [15]),

имеющейся в открытом доступе на сайте https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_39910/janis (версия сентября 2020). Распад ^{90}Sr и ^{90}Y разыгрывался с равной вероятностью (имитируя секулярное равновесие). Элементный состав сред, в которых осуществлялся транспорт излучений, и их плотности представлены в табл. 3.

Радиальная зависимость доли поглощённой энергии в губчатой кости от точечного ис-

Таблица 1

Распределение моделей по форме

Форма	Графическое обозначение	Количество
прямоугольный параллелепипед		465
цилиндр		234
деформированный цилиндр		90
усечённая пирамида с треугольным основанием		38
эллипсоид		26
трубка		13
Всего		866

Таблица 3

Массовые доли химических элементов в различных средах

Номер элемента	Элемент	Костный мозг	Костная ткань	Губчатая кость (гомогенная среда)
1	H	0,097	0,035	0,102
6	C	0,386	0,16	0,400
7	N	0,037	0,042	0,033
8	O	0,456	0,445	0,425
11	Na	0,001	0,003	0,001
12	Mg	0,002	0,002	0,002
15	P	0,018	0,095	0,002
16	S	0,002	0,003	0,002
20	Ca	–	0,215	0,033
26	Fe	0,0009	–	0,001
Плотность, г·см ⁻³		0,98	1,9	1,08, 1,46

Таблица 2

Распределение основных характеристик губчатой кости в моделях (*BV/TV* - доля костной ткани; *LD* - длины рёбер вписанного параллелепипеда; *SV* – объём, *SS* – площадь поверхности) и толщину кортикального слоя (*Ct.Th*)

	<i>BV/TV</i>	<i>LD</i> , см	<i>SV</i> , см ³	<i>SS</i> , см ²	<i>Ct.Th</i> , см
Среднее	0,16	$2 \times 2 \times 1$	8,7	22	0,11
Стандартное отклонение	0,07	1*	12,6	21	0,05
Min-max	0,01–0,52	0,003–8,17	0,02–96,4	0,24–144	0,01–0,41
5%	0,09	0,26	0,13	1,56	0,03
25%	0,12	0,8	1,16	7,1	0,06
50%	0,15	1,4	3,27	14,7	0,11
75%	0,2	2,9	11,7	31,7	0,14
95%	0,28	3,84	31,5	60	0,19
Коэффициент асимметрии	1,711	0,986	2,901	2,034	0,676

Примечание. * равно для всех размеров.

точника электронов (спектр излучения $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$) моделировалась в приближении гомогенной бесконечной среды, описанной в табл. 3.

Количество разыгрываемых историй было не менее 4000000, статистическая ошибка $<1\%$.

РЕЗУЛЬТАТЫ

Определение "больших" сегментов

Вероятность, что энергия электронов, испускаемых внутри трабекул, будет поглощена за пределами губчатой кости, увеличивается по мере уменьшения размеров модели. Чем больше размеры губчатой кости, тем менее чувствительно к её размерам и форме поглощение энергии в КМ. Все модели можно условно разделить на "маленькие" и "большие", отнести к большим таковые, где значения $DF(KKM \leftarrow TV)$ нечувствительны к вариациям формы и размеров. Для этого определим среднюю длину пробега электрона (в приближении непрерывного замедления) в губчатой кости (λ_e).

В табл. 4 представлены значения λ_e в костной ткани и костном мозге, а также в губчатой кости в целом для моноэнергетических электронов со средней ($\bar{E}=0,565$ МэВ) и максимальной ($Q=2,28$ МэВ) энергией электронов комбинированного спектра излучения $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$. Для губчатой кости в целом λ_e были рассчитаны для трёх плотностей, а именно: $0,99 \text{ г}\cdot\text{см}^{-3}$ ($BV/TV = 0,01$), $1,13 \text{ г}\cdot\text{см}^{-3}$ ($BV/TV = 0,16$) и $1,46 \text{ г}\cdot\text{см}^{-3}$ ($BV/TV = 0,52$).

Таблица 4

Средние длины пробега электронов комбинированного спектра излучения $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ (\bar{E} – средняя энергия электронов, Q – максимальная энергия) в губчатой кости (в приближении непрерывного замедления)

Среда	Плотность, $\text{г}\cdot\text{см}^{-3}$	$\lambda_e(\bar{E})$, см	$\lambda_e(Q)$, см
Кость	1,9	0,13	0,59
Костный мозг	0,98	0,21	1,15
Губчатая кость			
$BV/TV = 0,01$	0,99	0,21	1,14
$BV/TV = 0,16$	1,13	0,19	1,00
$BV/TV = 0,52$	1,46	0,16	0,77

Как видно из таб. 4, $\lambda_e(\bar{E})$ в губчатой кости снижается с увеличением BV/TV и зависимость $\lambda_e(\bar{E})$ от BV/TV может быть выражена подгоночной функцией:

$$\lambda_e(\bar{E}) = 0,112 + 0,099 \cdot e^{-1,526 \cdot (BV/TV)}. \quad (6)$$

Радиальная зависимость доли поглощённой энергии в губчатой кости от точечного источника электронов (спектр излучения $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$) моделировалась в приближении гомогенной бесконечной среды для двух плотностей, близких к минимально и максимально возможным (табл. 3). На рис. 2 показана поглощённая доля энергии, испускаемой в среднем при распаде $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, как функция радиального расстояния от точечного источника. Расстояние выражено в единицах, пропорциональных $\lambda_e(\bar{E})$ (т.е. в длинах пробега).

Как видно из рис. 2, в среде с плотностью $1,08 \text{ г}\cdot\text{см}^{-3}$ ($BV/TV=0,11$; $\lambda_e(\bar{E})=0,2$ см) характер радиальной зависимости доли поглощённой энергии практически совпадает с таковой для плотности $1,46 \text{ г}\cdot\text{см}^{-3}$ ($BV/TV=0,52$; $\lambda_e(\bar{E})=0,16$ см). 95 % излучаемой энергии поглощается на радиальном расстоянии $2\lambda_e(\bar{E})$; 99 % излучаемой энергии поглощается на радиальном расстоянии $2,5\lambda_e(\bar{E})$. Очевидно, что губча-

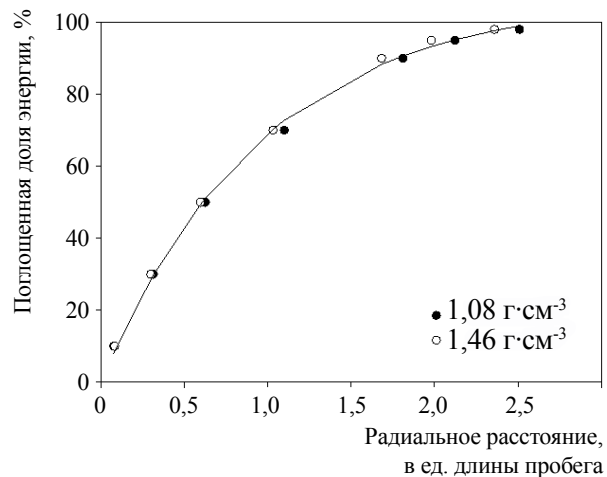


Рис. 2. Доля энергии электронов точечного источника $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, поглощаемая в губчатой кости плотностью $1,08 \text{ г}\cdot\text{см}^{-3}$ и $1,46 \text{ г}\cdot\text{см}^{-3}$ в объеме, ограниченном сферой с радиальным расстоянием, выраженным в средних длинах пробега

тая кость, у которой линейные размеры превышают $\lambda_e(Q)$ (или $5\lambda_e(\bar{E})$), что составляет около 1 см, будет поглощать 99 % энергии электронов спектра $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, испускаемых внутри её объёма. Дозовые коэффициенты $DF(KKM \leftarrow TBV)$ для таких сегментов будут нечувствительны к вариации формы и размера, и модели этих сегментов, очевидно, относятся к "большим".

Пример в качестве характеристики линейных размеров губчатой кости длины рёбер условного характеристического прямоугольного параллелепипеда, такого, что: а) если форма сегмента параллелепипед, эллипсоид или цилиндр, то это описанный параллелепипед; б) если деформированный цилиндр, то длины рёбер основания характеристической фигуры равны средним значениям параллельных осей, а высоты модели сегмента и характеристической фигуры совпадают; в) если это усечённая пирамида с треугольным основанием, то длины рёбер основания характеристической фигуры равны 1/2 средней длины рёбер верхнего и нижнего оснований, а высоты модели сегмента и характеристической фигуры совпадают. У сегментов в виде трубки мы пренебрегли кривизной и в первом приближении считали модель губчатой кости прямоугольным параллелепипедом.

Все сегменты были сгруппированы по принципу, превышают ли все размеры ($3d$) характеристического параллелепипеда $5\lambda_e(\bar{E})$, лежат ли они в пределах $2\lambda_e(\bar{E}) - 5\lambda_e(\bar{E})$, и остальные. Были рассчитаны коэффициенты корреляции Пирсона для $DF(KKM \leftarrow TBV)$ и BV/TV , объёма губчатой кости (V) и произведения $BV/TV \cdot SS$ внутри этих групп. Результаты представлены в табл. 5.

Как видно из табл. 5, коэффициенты корреляции между $DF(KKM \leftarrow TBV)$ и BV/TV снижаются с уменьшением размеров губчатой кости. При этом возрастает влияние формы и размера, что видно из увеличения корреляции $DF(KKM \leftarrow TBV)$ и объёма губчатой кости, а также и произведения $BV/TV \cdot SS$. Очевидно, что в первых двух случаях влияние размеров не является определяющим для величины дозового коэффициента. Поэтому к "большим" сегментам, для которых возможно аналитическое описание дозовых коэффициентов, следует отнести сегменты с характеристическими раз-

Таблица 5

Коэффициенты корреляции Пирсона для $DF(KKM \leftarrow TBV)$ и BV/TV , объёма губчатой кости (V) и произведения $BV/TV \cdot SS$ в зависимости от линейных размеров моделей губчатой кости. Обозначение $3d$ означает "все три линейных размера"

Размеры	N	BV/TV	V	$BV/TV \cdot SS$
$3d \geq 5\lambda_e(E)$	310	0,99	0,05*	0,40
$2\lambda_e(E) \leq 3d < 5\lambda_e(E)$	354	0,97	0,07*	0,47
остальные	202	0,76	0,33	0,59

Примечание. *Корреляция не является статистически значимой ($p > 0,5$).

мерами $3d \geq 2\lambda_e(E)$. Для остальных корреляция с объёмом становится статистически значимой, а корреляция с $BV/TV \cdot SS$ является сильной. Иными словами, форма и размер являются важными факторами влияния. Эти сегменты условно назовём "малыми" и для них рекомендуется использовать имитационное моделирование при расчёте дозовых коэффициентов.

Аналитическое описание $DF(KKM \leftarrow TBV)$

Как было показано в табл. 5, определяющим фактором влияния для "больших" сегментов ($3d \geq 2\lambda_e(\bar{E})$) является величина BV/TV . Рис. 3а иллюстрирует зависимость $DF(KKM \leftarrow TBV)$ от BV/TV .

Данные на рис. 3 объединены в группы с близкими значениями BV/TV . Минимальное количество данных (12 и 17) было в двух группах с большими значениями BV/TV (0,3–0,36 и 0,39–0,52). В остальных группах было от 36-ти до 270-ти точек. "Усы" на рис. 3а соответствуют стандартному отклонению. Кривая соответствует подгоночной функции ($r^2 = 0,97$, $p < 0,0001$) к негруппированным данным (7), а пунктирные линии ограничивают 90% интервал предсказаний.

$$DF(KKM \leftarrow TBV) = 28 \cdot (1 - e^{-0,897 \cdot (BV/TV)}) \cdot 10^{-11}. \quad (7)$$

Таким образом, функция (7), определённая на диапазоне BV/TV 0,01–0,52, может быть использована в качестве аналитического описания дозовых коэффициентов $DF(KKM \leftarrow TBV)$

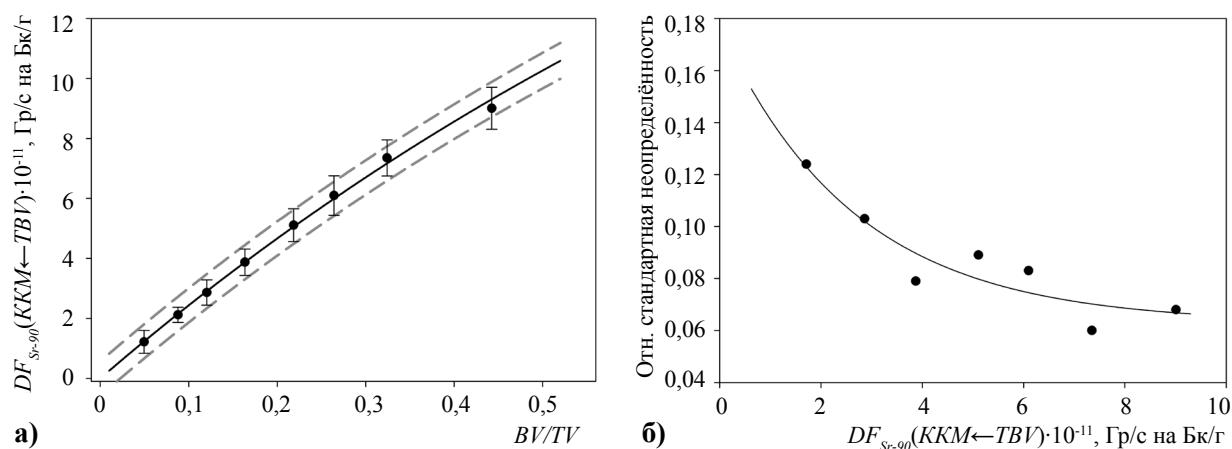


Рис. 3. Иллюстрация зависимости $DF(KKM \leftarrow TBV)$ от BV/TV для "больших" сегментов (а) и относительная неопределённость аналитического описания данных подгоночной функцией (б)

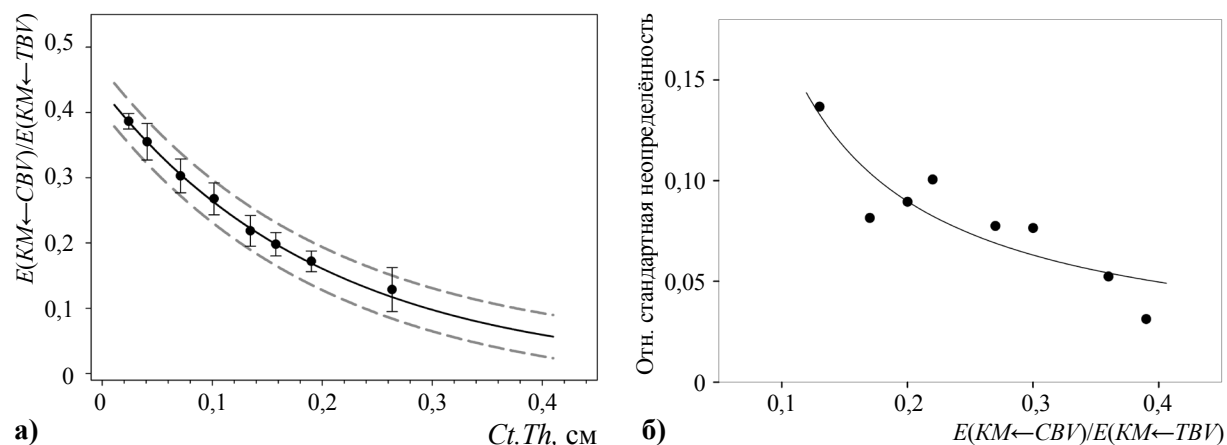


Рис. 4. Иллюстрация зависимости $E(KM \leftarrow CBV)/E(KM \leftarrow TBV)$ от $Ct.Th$ для "больших" сегментов (а) и относительная неопределённость аналитического описания данных подгоночной функцией (б)

для "больших" моделей. Анализ остатков показал отсутствие зависимости абсолютного значения остатков от BV/TV . Относительное значение среднеквадратического отклонения было использовано в качестве меры неопределённости аналитического описания (рис. 3б). Сглаживающая кривая (рис. 3б) зависимости относительных неопределённостей сгруппированных данных от предсказываемых дозовых коэффициентов описывается уравнением:

$$\delta DF_i(KKM \leftarrow TBV) = 0,063 + 0,1e^{-0,373 DF_i(KKM \leftarrow TBV)}. \quad (8)$$

Аналитическое описание (7) – функция одного параметра, который можно оценить по литературным данным, а неопределённость аналитического описания находится в диапазоне от 7 до 15 %.

Аналитическое описание $DF_i(KKM \leftarrow CBV)$

Рис. 4а иллюстрирует зависимость $E(KM \leftarrow CBV)/E(KM \leftarrow TBV)$ от $Ct.Th$ (согласно (4)).

Данные на рис. 4 объединены в группы с близкими значениями $Ct.Th$. Минимальное количество данных (17) было в группе с большими значениями $Ct.Th$ (0,21–0,41 см). В остальных группах было от 28-ми до 127-ми точек. "Усы" на рис. 4а соответствуют стандартному отклонению. Кривая соответствует подгоночной функции ($r^2=0,93$, $p < 0,0001$) к негруппированным данным (9), а пунктирные линии ограничивают 90% интервал предсказаний.

$$E(BM \leftarrow CBV)/E(BM \leftarrow TBV) = 0,435 \cdot e^{-4,98 \cdot Ct.Th}, \quad (9)$$

Функция (9) определена на диапазоне $Ct.Th$ 0,01–0,41 см. Анализ остатков показал отсутствие зависимости абсолютного значения остатков от $Ct.Th$. Относительное значение среднеквадратического отклонения было использовано в качестве меры неопределённости аналитического описания (рис. 4б). Сглаживающая кривая (рис. 4б) зависимости относительных неопределённостей сгруппированных данных от предсказываемых отношений поглощённой энергии описывается уравнением (10).

$$\delta E(KM \leftarrow CBV)/E(KM \leftarrow TBV) = 0,01 + 0,016/(E(KM \leftarrow CBV)/E(KM \leftarrow TBV)). \quad (10)$$

Таким образом, относительная неопределённость аналитического описания (9) находится в диапазоне от 5 до 16 % (отношения энергий изменяются в диапазоне 0,1–0,43).

С точки зрения использования уравнения (9), удобнее выразить неопределённость через кортикальную толщину:

$$\delta E(KM \leftarrow CBV)/E(KM \leftarrow TBV) = -0,03 + 0,07 e^{3,05 Ct.Th} \quad (11)$$

Дозовый коэффициент $DF_i(KM \leftarrow CBV)$ согласно (5) для "больших" моделей будет выражаться уравнением:

$$DF_i(KM \leftarrow CBV) = 12,2 e^{-4,98 Ct.Th} \times (1 - e^{-0,897 Ct.Th (BV/TV)}) (V_{CBV}/V_{TBV}) 10^{-11}. \quad (12)$$

Параметры уравнения (12) $Ct.Th$ и BV/TV являются независимыми и определяемыми по литературным данным. Однако, в отличие от $DF_i(KM \leftarrow TBV)$, для расчёта $DF_i(KM \leftarrow CBV)$ требуется знать отношение объёмов кортикальной и трабекулярной кости. Эти величины могут быть рассчитаны как результат генерации фантома в программе "Trabecula", так и аналитически. $\delta E(KM \leftarrow CBV)/E(KM \leftarrow TBV)$

включает в себя неопределённость, связанную не только с кортикальной толщиной, формой и размерами кости, но и с вариацией микро-структуры губчатой кости. Ошибками подгоночных параметров регрессионных кривых можно пренебречь, так как они менее 3 %. Таким образом, $\delta E(KM \leftarrow CBV)/E(KM \leftarrow TBV) \approx \delta DF_i(KM \leftarrow CBV)$.

ВЫВОДЫ

Модели, чьи линейные размеры превышают две средние длины пробега электронов комбинированного спектра излучения $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$, можно считать достаточно большими, чтобы пренебречь влиянием их формы и размеров на значения дозовых коэффициентов, конвертирующих удельную активность в трабекулярной кости в единицы мощности дозы, поглощённой в красном костном мозге.

Для больших моделей дозовые коэффициенты $DF_i(KM \leftarrow TBV)$ и $DF_i(KM \leftarrow CBV)$ могут быть рассчитаны согласно (7) и (12) соответственно.

Относительная стандартная неопределённость аналитического описания $DF_i(KM \leftarrow TBV)$ не превышает 16 %. Относительная стандартная неопределённость аналитического описания $DF_i(KM \leftarrow CBV)$ не превышает 17 %.

Использование аналитических выражений существенно упрощает дозиметрическое моделирование. Однако для расчёта дозовых коэффициентов у малых моделей рекомендуется использовать имитационное моделирование.

Данная работа выполнена в рамках реализации федеральной целевой программы "Обеспечение ядерной и радиационной безопасности" и при финансовой поддержке Федерального медико-биологического агентства России.

ЛИТЕРАТУРА

1. Akleyev A.V. Chronic Radiation Syndrome among Residents of the Techa Riverside Villages // Radiation Protection Dosimetry. – 2012. – V. 151. – No. 4. – P. 689–695.

2. Дёгтева М.О., Шагина Н.Б., Воробьёва М.И. и др. Современное представление о радиоактивном загрязнении реки Теча в 1949–1956 годах // Радиационная биология. Радиоэкология. – 2016. – Т. 56. – No. 5. – С. 523–534.
3. Krestinina L.Y., Davis F.G., Schonfeld S. et al. Leukaemia Incidence in the Techa River Cohort: 1953–2007 // *British J. of Cancer*. – 2013. – V. 109. – No. 11. – P. 2886–2893.
4. Preston D.L., Sokolnikov M.E., Krestinina L.Y., Stram D.O. Estimates of Radiation Effects on Cancer Risks in the Mayak Worker, Techa River and Atomic Bomb Survivor Studies // *Radiation Protection Dosimetry*. – 2017. – V. 173. – No. 1–3. – P. 26–31.
5. Degteva M.O., Tolstykh E.I., Shishkina E.A. et al. Enhancements in the Techa River Dosimetry System: TRDS-2016D Code for Reconstruction of Deterministic Estimates of Dose from Environmental Exposures // *Health Physics*. – 2019. – V. 117. – No. 4. – P. 378–387.
6. Zalyapin V., Timofeev Yu., Shishkina E. A Parametric Stochastic Model of Bone Geometry // *Bulletin of the South Ural State University Ser Mathematical Modeling, Programming & Computer Software (Bulletin SUSU MMCS)*. – 2018. – V. 11. – No. 2. – P. 44–57.
7. Shah A.P., Bolch W.E., Rajon D.A. et al. Paired-Image Radiation Transport Model for Skeletal Dosimetry // *J. Nucl. Med.* – 2005. – V. 46. – No. 2. – P. 344–353.
8. Abadi E., Segars W.P., Sturgeon G.M. et al. Modeling "Textured" Bones in Virtual Human Phantoms // *IEEE Trans. Radiat. Plasma Med. Sci.* – 2019. – V. 3. – No. 1. – P. 47–53.
9. Shishkina E.A., Timofeev Y.S., Volchkova A.Y. et al. Trabecula: A Random Generator of Computational Phantoms for Bone Marrow Dosimetry // *Health Phys.* – 2020. – V. 118. – No. 1. – P. 53–59.
10. Shishkina E.A., Zalyapin V.I., Timofeev Yu.S. et al. Parametric Stochastic Model of Bone Structures to be Used in Computational Dosimetric Phantoms of Human Skeleton // *Radiation & Applications*. – 2018. – V. 3. – No. 2. – P. 133–137.
11. Sharagin P.A., Shishkina E.A., Tolstykh E.I. et al. Segmentation of Hematopoietic Sites of Human Skeleton for Calculations of Dose to Active Marrow Exposed to Bone-Seeking Radionuclides / In: *RAD Conference Proceedings. "RAD 2018 – 6th International Conference on Radiation and Applications in Various Fields of Research, Proceedings"*. – 2019. – P. 154–158.
12. Дегтева М., Шишкина Е., Толстых Е. и др. Методологический подход к разработке дозиметрических моделей скелета человека для бета-излучающих радионуклидов // *Радиационная гигиена*. – 2019. – Т. 12. – No. 2. – С. 66–75.
13. Degteva M.O., Kozheurov V.P., Tolstykh E.I. et al. The Techa River Dosimetry System: Methods for the Reconstruction of Internal Dose // *Health Physics*. – 2000. – V. 79. – No. 1. – P. 24–35.
14. Shagina N.B., Tolstykh E.I., Degteva M.O. Improvements in the Biokinetic Model for Strontium with Allowance for Age and Gender Differences in Bone Mineral Metabolism // *Radiation Protection Dosimetry*. – 2003. – V. 105. – No. 1–4. – P. 619.
15. Soppera N., Bossant M., Dupont E. JANIS 4: An Improved Version of the NEA Java-based Nuclear Data Information System // *Nuclear Data Sheets*. – 2014. – V. 120. – P. 294–296.

ЕВГЕНИЮ ГОРДЕЕВИЧУ ДРОЖКО – 75 ЛЕТ



В сентябре 2021 года отметил 75-летний юбилей Евгений Гордеевич Дрожек – кандидат технических наук, ведущий специалист атомной отрасли России в области радиационной безопасности, вывода из эксплуатации радиационно опасных объектов "ядерного наследия", разработки технологий обращения со всеми видами радиоактивных отходов, моделирования миграции радионуклидов в объектах окружающей среды.

В 1971 году, после окончания Московского инженерно-физического института, Е.Г. Дрожек пришёл на работу на Химический комбинат "Маяк" (в настоящее время – ФГУП "ПО "Маяк"), в его научно-производственное подразделение – Центральную заводскую лабораторию (ЦЗЛ), где прошёл непростой путь от инженера до начальника лаборатории охраны окружающей среды. Показав качества не только талантливого учёного, но и способного организатора, Евгений Гордеевич в 1994 году был назначен на должность заместителя директора предприятия по экологии. В этот трудный период времени Е.Г. Дрожек был идеологом и главным организатором решения насущных и острейших вопросов экологической и радиационной безопасности, стоящих перед предприятием.

Прежде всего стоит отметить его исключительную роль в решении проблемы озера Карачай (Водоём-9, В-9) – самого известного радиационно опасного объекта "Маяка". В течение многих лет, являясь и теоретиком-расчётчиком, и практиком-экспериментатором на этом уникальном промышленном водоёме, Евгений Гордеевич прошёл все этапы его изоляции – от разработки не имеющей аналогов в мире технологии ликвидации природно-техногенных хранилищ ЖРО до полного закрытия акватории Карачая. Результат напряжённого труда Е.Г. Дрожка и его коллег, обобщённый в монографии "Водоём-9 – хранилище ЖРО" и "Атласе геоэкологических карт на территорию зоны наблюдения ФГУП "ПО "Маяк", был достоинственно оценён на федеральном уровне – премией Правительства Российской Федерации 2009 года в области науки и техники.

Обязательно нужно отметить ведущую роль Е.Г. Дрожка в понимании и решении важнейших текущих вопросов, стоящих перед ПО "Маяк" – безопасной эксплуатации Теченского каскада водоёмов и реки Теча, обращения с жидкими, твёрдыми и газообразными радиоактивными отходами предприятия, технологии их переработки, длительного безопасного хранения и захоронения.

Е.Г. Дрожек является автором более 250 научных публикаций в ведущих отечественных и зарубежных изданиях, его доклады вызывают особый интерес на российских и международных научно-практических конференциях самого высокого уровня. Российские и иностранные коллеги всегда отмечали успехи Евгения Гордеевича в организации и координации самых сложных и стратегически важных международных проектов в области радиоэкологии, дозиметрии, радиационного мониторинга и радиационной безопасности персонала и населения. В рамках российских федеральных программ и межправительственных соглашений Е.Г. Дрожек активно поддерживал контакты с ведущими академическими и отраслевыми институтами России, зарубежными научно-производственными центрами и организациями.

В 2008 году Е.Г. Дрожек перешёл на работу в ГПП "Гидроспецгеология" на должность заместителя директора по науке Центра объектного мониторинга состояния недр (ЦОМСН) на предприятиях госкорпорации "Росатом". Учитывая, что в состав ЦОМСН вошло 55 предприятий атомной отрасли, этот период ознаменовался большой теоретической работой Евгения Гордеевича по обоснованию основных индикаторов воздействия различных ядерно- и радиационно опасных объектов

(ЯРОО) на подземные воды, источников воздействия при разработке прогнозных геомиграционных моделей. Большой практический опыт и глубокие теоретические знания Е.Г. Дрожко помогли в короткие сроки обосновать основные методические подходы к решению данных задач для более чем 50-ти объектов, что было архиважно для нового направления работ ГГП "Гидроспецгеология". Развивая новые направления в мониторинге подземных вод, Евгений Гордеевич никогда не оставлял и не оставляет без внимания радиоэкологические проблемы "Маяка", всесторонне помогая нынешним специалистам предприятия в решении актуальных задач сегодняшнего дня (могильники ТРО, вывод из эксплуатации ЯРОО в рамках ФЦП ЯРБ и др.).

И сегодня Е.Г. Дрожко является примером крупного учёного, использующего свои уникальные теоретические и практические знания для решения насущных экологических, технологических проблем, стоящих перед атомной отраслью, примером неравнодушного и целеустремленного человека. Свой богатый опыт он охотно передаёт молодёжи и всячески поддерживает её в становлении в профессии.

Е.Г. Дрожко стоял у истоков создания журнала "Вопросы радиационной безопасности", долгие годы являлся активным членом редакционной коллегии журнала и автором многочисленных публикаций.

Коллектив "ПО "Маяк" и редакция журнала "Вопросы радиационной безопасности" поздравляют Е.Г. Дрожко со славным юбилеем. Мы желаем Вам, дорогой Евгений Гордеевич, долгих лет активного творческого труда, крепкого здоровья и благополучия, неиссякаемого оптимизма, успехов во всех Ваших начинаниях и устремлениях, большого человеческого счастья!

СВЕТЛОЙ ПАМЯТИ УЧЁНОГО И НАСТАВНИКА



13 июля 2021 года скончалась Самсонова Лилия Михайловна – кандидат технических наук, заслуженный геолог России, отличник разведки недр, ветеран атомной промышленности, высококлассный специалист гидрогеолог, много лет проработавший на объектах Росатома и ФГУП "ПО "Маяк".

Лилия Михайловна родилась в г. Гурьеве. В 1959 году, после окончания Московского геолого-разведочного института им. Серго Орджоникидзе, проработав год в Степной экспедиции, поступила на работу в Среднеазиатскую экспедицию Гидроспецгеологии. Здесь она начала работы по одному из основных направлений своей научной деятельности – изучению влияния хвостохранилищ и радиационно опасных объектов на подземные воды.

В период с 1966 по 1970 гг. Лилия Михайловна проводила полевые работы на Архипелаге Новая Земля с целью изучения гидрогеологических условий территории расположения специальных объектов и их водоснабжения.

С 1971 года Самсонова Л.М. работала в Экспедиции 6 района (г. Чкаловск Ленинабадской обл. Таджикской ССР), где в сложных условиях проводила поиск и разведку месторождений подземных вод для обеспечения работы предприятий Минсредмаша и Министерства обороны.

С 1978 года Самсонова Л.М. переведена в экспедицию № 25 в связи с необходимостью научного сопровождения работ по эксплуатации полигонов глубокого подземного захоронения РАО, расположенных в НИИАР, СХК и ГХК.

В 1980 году назначена на должность начальника отряда Экспедиции № 30, где организовала внедрение и использование математических моделей для решения практических гидрогеологических и геомиграционных задач. В 1982 году Самсоновой Лилией Михайловне решением учёного Совета при Институте биофизики присуждена учёная степень кандидата технических наук.

Самсонова Л.М. – один из организаторов мониторинга подземных вод в районе ПО "Маяк". Соавтор разработки концепции и построения постоянно действующей модели для детального изучения воздействия предприятия на окружающую среду.

Лилия Михайловна была высококвалифицированным специалистом, принципиальным и требовательным руководителем, опытным организатором камеральных и полевых работ. Пользовалась заслуженным авторитетом в коллективе как прекрасный товарищ, готовый в любую минуту оказать необходимую поддержку в работе и помощь в сложных жизненных ситуациях.

При её непосредственной поддержке и активном участии на ФГУП "ПО "Маяк" сформировался уникальный творческий коллектив, способный самостоятельно решать задачи комплексной оценки загрязнённых радионуклидами недр в районе ЯРОО предприятия.

Самсонова Лилия Михайловна неоднократно награждалась почётными грамотами Гидроспецгеологии, Мингео, Минобороны, Минсредмаша, Минатома.

Память о Лилии Михайловне останется в наших сердцах как о замечательном специалисте, мудром учителе, хорошем и светлом человеке.

RADIATION SAFETY PROBLEMS

Scientific Journal

FEDERAL STATE UNITARY ENTERPRISE "MAYAK" Production Association
State Atomic Energy Corporation Rosatom

№ 3 (103) 2021

CHIEF EDITOR Yu.G. MOKROV
DEPUTY CHIEF EDITOR I.G. TANANAEV

EDITORIAL ADVISORY COMMITTEE

A.V. Akleyev, V.N. Bolshakov, L.A. Bolshov, V.I. Velichkin,
E.A. Demchenko (publ. manager), M.V. Zhukovsky, I.A. Ivanov, L.A. Ilyin,
S.N. Kalmykov, D.N. Kolupaev, N.A. Koshurnikova, A.I. Kryshev, A.A. Kuvaev,
I.I. Linge, M.V. Logunov, B.F. Myasoedov, M.G. Nagornaya, M.I. Pokhlebaev,
E.A. Pryakhin, S.A. Romanov, M.E. Sokolnikov, A.V. Trapeznikov,
S.S. Utkin, A.P. Khomyakov, V.F. Khokhryakov, S.V. Yudintsev

CONTENTS

1. RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT

- S.A. Bogatov, P.A. Blokhin, S.S. Utkin A.N. Dorofeyev A.I. Kiselyov, P.V. Kozlov,
S.A. Lukin, M.B. Remizov, M.A. Semyonov. Averaged Estimated Specific Activity
and Heat Release of Vitrified High-Level Waste Accumulated at the Mayak PA 3
- A.A. Rybin, V.V. Serebryakov, V.A. Uzikov. Methodological Aspects of Monitoring
the Radioactive Substances Emissions into the Atmosphere from the Cooling Towers
of Nuclear Reactor Installations 13
- O.M. Slyunchev, V.A. Remizova, P.A. Bobrov. Feasibility Study of Cementation of Mixed
Sludge of Iron Hydroxide and Manganese Dioxide Containing α -Emitting Radionuclides 26

2. RADIOCHEMICAL TECHNIQUES OF SNF REPROCESSING

- A.S. Aloy, A.Yu. Abashkin, N.F. Karpovich, T.A. Koltsova, L.V. Krasnikov, A.A. Murzin,
Ye.A. Puzanskaya, S.Ye. Samoylov, K.V. Ushakova, V.S. Shchukin. Study of Thermochemical
Denitration of Nitric Acid Solutions of Actinides in a Vertical Thin-Film Concentrator 35

3. RADIATION EXPOSURE & HUMAN HEALTH

- L.V. Finashov, I.S. Kuznetsova, M.E. Sokolnikov. Smoking As a Risk Factor for Prostate
Cancer Incidence in Men of the Cohort of Mayak Production Association 47

CONTENTS

M.E. Sokolnikov, N.A. Koshurnikova, A.M. Yurkin, I.A. Martinenko, Ye.V. Denisova, Yu.V. Tsareva, P.V. Okatenko, N.R. Kabirova. Solid Cancer Incidence (Excluding Lung, Liver and Bone Cancers) in the Mayak PA Worker Cohort, 1948-2017 56

Ye.A. Shishkina, P.A. Sharagin, A.Yu. Volchkova. Analytical Description of Dose Forming in Bone Marrow from ^{90}Sr Incorporated in Calcified Tissues 72

4. INFORMATION & PERSONALIA

The 75-th Anniversary of Ye.G. Drozhko 83

In Memory of the Scientist and the Tutor 85

CONTENTS 86

ABSTRACTS 88

Information about Authors 92

The journal is included in the list of peer-reviewed scientific journals
and publications recommended for publication of principal scientific results
of Doctoral and Candidate's dissertations.

ABSTRACTS

AVERAGED ESTIMATED SPECIFIC ACTIVITY AND HEAT RELEASE OF VITRIFIED HIGH-LEVEL WASTE ACCUMULATED AT THE MAYAK PA

S.A. Bogatov, P.A. Blokhin, S.S. Utkin
Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia
A.N. Dorofeyev
State Atomic Energy Corporation Rosatom, Moscow, Russia
A.I. Kiselyov, P.V. Kozlov, S.A. Lukin, M.B. Remizov, M.A. Semyonov
FSUE Mayak PA, Ozyorsk, Russia

The most important characteristics of high-level waste (HLW) taken into account at HLW disposal safety analysis include specific activities of long-lived and highly mobile radionuclides and heat release. Based on the analysis and systematization of archive data on SNF reprocessing at the RT-1 Plant of the Mayak PA, an approach has been developed to averaged estimation of such parameters of accumulated HLW in the form of aluminophosphate glass. In the framework of this approach the whole variety of SNF types and cooling times before the reprocessing is reduced to reference VVER-440 reactor SNF, where specific activities of radionuclides are known well enough and the cooling time is 9 years. It is worth noting that taking into account complex composition of initial waste including SNF reprocessing products and other radioactive waste produced at different time periods, the specific activities of radionuclides and heat release of aluminophosphate glass, based on indirect evidence, can differ from the obtained average values approximately by a factor of three.

KEY WORDS: HIGH-LEVEL WASTE, ALUMINOPHOSPHATE GLASS, SPENT NUCLEAR FUEL

METHODOLOGICAL ASPECTS OF MONITORING THE RADIOACTIVE SUBSTANCES EMISSIONS INTO THE ATMOSPHERE FROM THE COOLING TOWERS OF NUCLEAR REACTOR INSTALLATIONS

A.A. Rybin, V.V. Serebryakov, V.A. Uzikov
JSC SSC RIAR, Dimitrovgrad, Russia

The paper presents the results of calculation-experimental and metrological studies that form the basis of the methodology for monitoring of radionuclides emissions into the atmosphere as part of a vapor drop mixture from the mouth of cooling towers of operating nuclear research installations.

The developed and qualified methodology includes periodic monitoring of radioactive impurity content in the cooled coolant of cooling towers, thermodynamic mass calculations of drops and vapor carried into the atmosphere by the cooling air flows ascending inside the cooling tower, and calculation of the total activity of the radionuclides contained in them. The formulas for calculations of one-time and long-lasting emissions are given and metrological characteristics of the method are provided. The calculations take a detailed account of actual parameters and operating modes of reactors and cooling towers, controlled daily changes in parameters of atmospheric air, measured specific activities of radionuclides in the cooled coolant samples, which allows us to obtain reliable estimates of emissions.

The paper discusses the results of radionuclide monitoring in the emissions of cooling towers obtained with the use of the described methodology during several years.

KEY WORDS: REACTOR INSTALLATION, COOLING TOWER, DROPS, VAPOR, EMISSIONS, RADIOACTIVITY, RADIONUCLIDES, TRITIUM, MONITORING, METHODOLOGY, CALCULATION

FEASIBILITY STUDY OF CEMENTATION OF MIXED SLUDGE OF IRON HYDROXIDE AND MANGANESE DIOXIDE CONTAINING α -EMITTING RADIONUCLIDES

O.M. Slyunchev, V.A. Remizova, P.A. Bobrov
FSUE Mayak PA, Ozyorsk, Russia

Studies have been carried out to extract α -emitting nuclides from spent desorbing solutions of the radiochemical plant on iron hydroxide and manganese dioxide precipitates and to solidify the produced sludge into the cement materials based on Portland cement and blast-furnace slag.

It has been demonstrated that due to extraction of α -emitting nuclides on iron hydroxide and manganese dioxide precipitates, specific activity of the solutions can be decreased by five orders of magnitude. In terms of activity concentration of α -emitting nuclides the resulting sludge is classified as class 2 radioactive waste. The feasibility of such waste cementation has been demonstrated; testing of the chemical durability of matrix materials based on Portland cement and blast-furnace slag has been carried out.

KEY WORDS: CEMENTATION, α -EMITTING NUCLIDES, MANGANESE DIOXIDE, IRON HYDROXIDE, CLASS 2 RADIOACTIVE WASTE, LIQUID RADIOACTIVE WASTE, LEACHING

STUDY OF THERMOCHEMICAL DENITRATION OF NITRIC ACID SOLUTIONS OF ACTINIDES IN A VERTICAL THIN-FILM CONCENTRATOR

A.S. Aloy, A.Yu. Abashkin, N.F. Karpovich, T.A. Koltsova, L.V. Krasnikov, A.A. Murzin,
Ye.A. Puzanskaya, S.Ye. Samoylov, K.V. Ushakova, V.S. Shchukin
V.G. Khlopin Radium Institute, Saint Petersburg, Russia

Experiments on thermochemical denitration of nitric acid solutions of actinides have been carried out using a thin-film rotary concentrator (TRC). The experiments performed with the use of a test bench with the TRC were focused on primary development of operating conditions for thermochemical denitration of nitric acid solution of uranyl nitrate with generation of a relevant single-phase formate. In the course of thermal decomposition of uranyl formate at 500–550 °C in the flow of argon-hydrogen mixture (7 vol. % H₂) uranium dioxide was produced. Powder in the form of UO₂ – ThO₂ solid solution was produced using a similar approach and adhering to the developed operating conditions after thermochemical denitration of nitric acid solutions containing uranium and thorium.

KEY WORDS: DENITRATION, FORMATES, THIN FILM, ACTINIDES, NUCLEAR FUEL

SMOKING AS A RISK FACTOR FOR PROSTATE CANCER INCIDENCE IN MEN OF THE COHORT OF MAYAK PRODUCTION ASSOCIATION

L.V. Finashov, I.S. Kuznetsova, M.E. Sokolnikov
FSUE Southern Urals Biophysics Institute of FMBA of Russia, Ozyorsk, Russia

The paper presents results of a retrospective study of prostate cancer incidence rate among Mayak PA workers in relation to their smoking status. The study cohort comprised 16,685 males employed at the Mayak PA main plants in 1948–1982. The follow up period for the workers started from the date of their employment and ended on December 31, 2013. Over this period, 183 cases of PC were registered. Smoking status was known for 90 % of workers: 11,207 workers were ex-smokers and 3,855 workers never smoked. Analysis of the age –standardized ratio of the actual number of cases to the expected one for non-smokers using the internal standard, i.e. data on smokers, demonstrated that, for all plants over the whole period of follow up, PC incidence did not differ between smokers and non-smokers (1.06; 95% CI: 0.78–1.41).

Analysis of PC incidence in relation to the plant type revealed that for the reactor plant over the entire follow up period PC incidence was higher among non-smokers as compared to smokers, although statistically significant excess was observed only for the period from 2003 to 2013 (2.75; 95% CI: 1.42–4.8). This phenomenon is known as the smoker's paradox. Multi-factor modelling of PC incidence rate, which took into account attained age, year of birth, period of the disease, smoking status and accumulated dose of occupational external gamma-exposure, showed that relative risk of PC incidence was statistically significantly higher for non-smoking workers of the reactor plant (1.83; 90% CI: 1.01–3.06) as compared to smoking workers of the same plant. Statistically significant decreased risk of PC incidence was obtained for non-smoking workers of the chemical metallurgical plant (0.51; 90% CI: 0.27–0.88) as compared to smoking workers. One of possible explanations of such diverse trends in the results can be a difference in occupation and production factors associated with the plants.

KEY WORDS: PROSTATE CANCER, SMOKING, INCIDENCE, STANDARDIZED RATIO, RISK, SMOKER'S PARADOX

SOLID CANCER INCIDENCE (EXCLUDING LUNG, LIVER AND BONE CANCERS) IN THE MAYAK PA WORKER COHORT, 1948–2017

M.E. Sokolnikov, N.A. Koshurnikova, A.M. Yurkin, I.A. Martinenko, Ye.V. Denisova, Yu.V. Tsareva, P.V. Okatenko, N.R. Kabirova
FSUE Southern Urals Biophysics Institute of FMBA of Russia, Ozyorsk, Russia

In the register of workers employed at Mayak PA main (reactor, radiochemical, plutonium) and auxiliary (mechanical instrumentation, water treatment) plants and hired from 1948 to 1982, incidence of solid malignant neoplasms was estimated excluding MNs associated with the effect of alpha radiation from incorporated plutonium (lung, liver and skeleton). Linear relation of incidence of these neoplasms and external gamma radiation dose was shown. ERR/Gy factor was 0.13 (95% CI 0.06–0.22). A fraction of malignant neoplasms due to gamma radiation was 5 %. The most significant increase in the risk was detected in more than 20 years after exposure to radiation for individuals exposed at the age of 25–29. Alpha radiation of incorporated plutonium did not contribute significantly to excess cancer risk. The most significant dose-risk relation was identified for adenocarcinoma (ERR/Gy 0.15, 95% CI 0.04–0.26) as compared to the other malignant neoplasms under study. When analyzing risks by different sites, statistically significant results were obtained for esophagus MNs (ERR/Gy 1.8; 95% CI 0.55–4.79) and for stomach MNs (ERR/Gy 0.29; 95% CI 0.09–0.54).

KEY WORDS: EXCESS RELATIVE RISK, CANCER RISK, RISK FACTORS, IONIZING RADIATION, MEDICAL-DOSIMETRY REGISTER, MAYAK PA WORKERS, INCIDENCE, MALIGNANT NEOPLASMS

ANALYTICAL DESCRIPTION OF DOSE FORMING IN BONE MARROW FROM ^{90}Sr INCORPORATED IN CALCIFIED TISSUES

Ye.A. Shishkina^{1,2}, P.A. Sharagin¹, A.Yu. Volchkova¹

¹FSBIS Urals Research Center for Radiation Medicine of FMBA of Russia, Chelyabinsk, Russia

²FSBEI HE Chelyabinsk State University, Chelyabinsk, Russia

Intake of anthropogenic bone-seeking ^{90}Sr can be caused either by global environmental pollution or by accidents at nuclear fuel cycle facilities. The present study focuses on modeling of dose forming in bone marrow due to ^{90}Sr incorporated in calcified tissues. The Monte Carlo method is usually used to simulate electron and secondary photon transport through bone tissues. The method accounts for probability

distributions of interactions between electrons and photons in media of different chemical composition, density, and configuration described with computational phantoms. Creation of computational skeletal phantoms for internal dosimetry purposes is a non-trivial task due to a large number of skeletal bones with a complex three-dimensional micro- and macroarchitecture. As a result, a number of calculations is enormous. The aim of the study is to simplify the challenge by obtaining an analytical description of the dependence of dose coefficients (converting specific activity in bone tissue into units of absorbed dose rate in red bone marrow) on the parameters of the computational phantoms. For this purpose, we used the results obtained on the basis of a set of computational phantoms of bone segments of an adult male skeleton. Dose coefficients for ^{90}Sr incorporated in trabecular ($DF(AM \leftarrow TBV)$) and cortical bones ($DF(AM \leftarrow CBV)$) were considered separately. It is shown that the models, linear dimensions of which exceed two mean free paths of electrons of the combined $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ spectrum, can be considered large enough to neglect the influence of their shape and size on values of dose coefficients. For large models, dependence of $DF(AM \leftarrow TBV)$ on bone tissue fraction in spongiosa as well as effect of cortical thickness on $DF(KKM \leftarrow CBV)$ are described. Relative standard uncertainty of analytical descriptions does not exceed 16% and 17%, respectively. Use of analytical expressions significantly simplifies dosimetry modeling. However, for calculating dose coefficients in small models, use of simulation modeling is recommended.

KEY WORDS: RADIATION DOSIMETRY, ^{90}Sr , RED BONE MARROW, DOSE COEFFICIENTS

Главный редактор

Мокров Юрий Геннадьевич — доктор технических наук

Заместитель главного редактора

Тананаев Иван Гундарович — доктор химических наук, профессор, член-корреспондент РАН

Редакционная коллегия:

Аклеев Александр Васильевич	— доктор медицинских наук, профессор
Большаков Владимир Николаевич	— доктор биологических наук, профессор, академик РАН
Большов Леонид Александрович	— доктор физико-математических наук, профессор, академик РАН
Величкин Василий Иванович	— доктор геолого-минералогических наук, профессор, член-корреспондент РАН
Демченко Елена Александровна	— кандидат химических наук
Жуковский Михаил Владимирович	— доктор технических наук, профессор
Иванов Иван Александрович	— кандидат технических наук
Ильин Леонид Андреевич	— доктор медицинских наук, профессор, академик РАН
Калмыков Степан Николаевич	— доктор химических наук, профессор, член-корреспондент РАН
Колупаев Дмитрий Никифорович	— кандидат технических наук
Кошурникова Нина Александровна	— доктор медицинских наук, профессор
Крышев Александр Иванович	— доктор биологических наук
Куваев Андрей Алексеевич	— доктор геолого-минералогических наук, доцент
Линге Игорь Иннокентьевич	— доктор технических наук
Логунов Михаил Васильевич	— кандидат технических наук
Мясоедов Борис Федорович	— доктор химических наук, профессор, академик РАН
Нагорная Марина Григорьевна	— кандидат технических наук
Похлебаев Михаил Иванович	
Пряхин Евгений Александрович	— доктор биологических наук, профессор
Романов Сергей Анатольевич	— кандидат биологических наук
Сокольников Михаил Эдуардович	— доктор медицинских наук
Трапезников Александр Викторович	— доктор биологических наук
Уткин Сергей Сергеевич	— доктор технических наук
Хомяков Анатолий Павлович	— доктор технических наук
Хохряков Валентин Федорович	— доктор биологических наук, профессор
Юдинцев Сергей Владимирович	— доктор геолого-минералогических наук, член-корреспондент РАН

Сведения об авторах статей:

Абашкин Андрей Юрьевич	– ведущий инженер лаборатории технологии и процессов отверждения РАО, т. (812) 3469029 доб. 4206, <i>abashkin@khlopin.ru</i>
Алой Альберт Семенович	– д.т.н., главный научный сотрудник, т. (812) 3469029 доб.4138, <i>aloy@khlopin.ru</i>
Блохин Павел Анатольевич	– к.т.н., заведующий лабораторией, т. +7 9065062482, <i>blokhin@ibrae.ac.ru</i>
Бобров Павел Александрович	– инженер-технолог исследовательской лаборатории по обращению и кондиционированию РАО ЦЗЛ, т. (35130) 30600, <i>cpl@po-mayak.ru</i>
Богатов Сергей Александрович	– к.ф.-м.н., ведущий научный сотрудник, <i>sbg@ibrae.ac.ru</i>
Волчкова Александра Юрьевна	– к.т.н., научный сотрудник биофизической лаборатории, т. (351) 2327911, <i>alexandra@urcrm.ru</i>
Денисова Елена Владимировна	– и.о. младшего научного сотрудника, <i>epilab@subi.su</i>
Дорофеев Александр Николаевич	– руководитель проектного офиса "Формирование единой государственной системы обращения с РАО" ГК Росатом
Ефимов Александр Владимирович	– заведующий отделом радиационной безопасности и дозиметрии, <i>ephimov@subi.su</i>
Кабилова Наиля Равильевна	– научный сотрудник, <i>kabirova@subi.su</i>
Карпович Наталья Федоровна	– к.х.н., ведущий научный сотрудник лаборатории технологии и процессов отверждения РАО, <i>knf@khlopin.ru</i>
Киселёв Александр Игоревич	– начальник отдела по управлению НИОКР, технологическими проектами и экономическому планированию ЦЗЛ, т. (35130) 33487, <i>cpl@po-mayak.ru</i>
Козлов Павел Васильевич	– к.т.н., начальник исследовательской лаборатории по обращению и кондиционированию РАО ЦЗЛ, т. (35130) 33269, <i>cpl@po-mayak.ru</i>
Кольцова Татьяна Ивановна	– ведущий инженер лаборатории технологии и процессов отверждения РАО, <i>koltsova@khlopin.ru</i>
Кошурникова Нина Александровна	– главный научный сотрудник, <i>koshurnikova@subi.su</i>
Красников Леонид Владиленович	– научный сотрудник, <i>lkrasnikov@khlopin.ru</i>
Кузнецова Ирина Сергеевна	– к.б.н., старший научный сотрудник, т. (351) 3073076, <i>kuznetsova@subi.su</i>

Лукин Сергей Александрович	–	заместитель начальника ЦЗЛ по науке и технологии, т. (35130) 33992, <i>cpl@po-mayak.ru</i>
Мартиненко Ирина Александровна	–	младший научный сотрудник, <i>martinenko@subi.su</i>
Мурзин Андрей Анатольевич	–	к.х.н., заместитель начальника отдела, <i>aamurzin@khlopin.ru</i>
Окатенко Павел Викторович	–	начальник группы программного обеспечения, <i>okatenko@subi.su</i>
Пузанская Елена Александровна	–	ведущий инженер лаборатории технологии и процессов отверждения РАО, т. (812) 3469029 доб. 4167, <i>puzanskay@khlopin.ru</i>
Ремизов Михаил Борисович	–	ведущий инженер-технолог исследовательской лаборатории по обращению и кондиционированию РАО ЦЗЛ, т. (35130) 33844, <i>cpl@po-mayak.ru</i>
Ремизова Валерия Александровна	–	инженер-технолог исследовательской лаборатории по обращению и кондиционированию РАО ЦЗЛ, т. (35130) 33203, <i>cpl@po-mayak.ru</i>
Рыбин Анатолий Алексеевич	–	к.т.н., ведущий научный сотрудник, т. (84235) 37769, с.т. +79278089991, <i>raa4svalka@yandex.ru</i>
Самойлов Сергей Евгеньевич	–	начальник лаборатории технологии и процессов отверждения РАО до сентября 2018 г.
Семёнов Максим Александрович	–	начальник ЦЗЛ, т. (35130) 37245, <i>cpl@po-mayak.ru</i>
Серебряков Владимир Валерианович	–	к.т.н., заместитель главного инженера по безопасности, т. (84235) 63964, с.т. +79093545148, <i>svv@orb.niiar.ru</i>
Слюнчев Олег Михайлович	–	начальник группы ЖГРО исследовательской лаборатории по обращению и кондиционированию РАО ЦЗЛ, т. (35130) 33203, <i>cpl@po-mayak.ru</i>
Сокольников Михаил Эдуардович	–	д.мед.н., заведующий отделом эпидемиологии, член международной комиссии по радиационной защите (МКРЗ), эксперт российской делегации в Научном комитете по действию атомной радиации ООН (НКДАР ООН), т. (35130) 71652, <i>sokolnikov@subi.su</i>
Узиков Виталий Алексеевич	–	ведущий инженер-технолог, т. +79176224074, <i>uzikov62@mail.ru</i>
Уткин Сергей Сергеевич	–	д.т.н., заведующий отделением, <i>uss@ibrae.ac.ru</i>
Ушакова Ксения Валерьевна	–	ведущий инженер лаборатории технологии и процессов отверждения РАО, т. (812) 3469029 доб. 4167
Финашов Леонид Викторович	–	научный сотрудник, т. (912) 7770216, <i>finashov@subi.su</i>

- | | |
|----------------------------|--|
| Царева Юлия Вячеславовна | – научный сотрудник, <i>tsareva@subi.su</i> |
| Шарагин Павел Алексеевич | – младший научный сотрудник биофизической лаборатории,
т. (351) 2327911, <i>sharagin@urcrm.ru</i> |
| Шишкина Елена Анатольевна | – к.б.н., старший научный сотрудник биофизической лаборатории
ФГБУН УНПЦ РМ, доцент кафедры радиобиологии ФГБОУ ВО
ЧелГУ, т. (351) 2327911, <i>lena@urcrm.ru</i> |
| Щукин Владимир Сергеевич | – ведущий инженер лаборатории технологии и процессов
отверждения РАО, т. (812) 3469029 доб. 4167, <i>Shukin@khlopin.ru</i> |
| Юркин Александр Михайлович | – инженер-программист, <i>iurkin@subi.su</i> |

НАУЧНО-ПРАКТИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
Федерального государственного унитарного предприятия
"ПРОИЗВОДСТВЕННОЕ ОБЪЕДИНЕНИЕ "МАЯК"
ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ
№ 3 (103) 2021

Технический редактор И.Н. Моисеева

Переводчики: Н.П. Подольская, О.А. Константинова, Е.В. Лупеха

Корректоры: Н.П. Подольская, О.А. Константинова, Е.В. Лупеха

ПОДПИСКА – 2022

С сентября 2021 г. на сайте "Почта России" проводится
подписная кампания на январь - июнь 2022 года
по электронному каталогу.

ЖУРНАЛ

"Вопросы радиационной безопасности"

основной индекс ПН083.

Учредитель: Федеральное государственное унитарное предприятие "Производственное объединение "Маяк"
Свидетельство о регистрации средства массовой информации ПИ № ФС77-21316 от 22 июня 2005 г. выдано Федеральной службой по надзору за соблюдением законодательства в сфере массовых коммуникаций и охране культурного наследия.
Адрес издателя: Россия, 456780, Челябинская обл., г. Озёрск, ул. Ленина, 31
Адрес редакции: Россия, 456780, Челябинская обл., г. Озёрск, ул. Ермолаева, 18
Тел. (35130) 33081; e-mail: vrb@cpl.po-mayak.ru
Address: 18, Ermolayev st., Ozyorsk, 456780, Russia
Tel. (35130) 33081; e-mail: vrb@cpl.po-mayak.ru

Подписано в печать 24.09.2021

Тираж 80 экз.

Выход в свет 05.10.2021

Отпечатано в полиграфическом участке ФГУП "ПО "Маяк"