



РАДОН
РОСАТОМ

ТЕЗИСЫ

ПЯТОЙ НАУЧНО-ПРАКТИЧЕСКОЙ КОНФЕРЕНЦИИ

**ОХРАНА ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ
И ОБРАЩЕНИЕ С РАДИОАКТИВНЫМИ
ОТХОДАМИ НАУЧНО-ПРОМЫШЛЕННЫХ
ЦЕНТРОВ**



Охрана окружающей среды и обращение с радиоактивными отходами научно-промышленных центров: Сборник тезисов Пятой научно-практической конференции, 20-21 сентября 2023 г. /
Под общей редакцией проф. Е.А. Ваниной;
2023 — 43с: ил. 6, табл. 14.

В сборнике тезисов представлены основные результаты пятой научно-практической конференции ФГУП «РАДОН» в области разработки и совершенствования способов переработки твердых и жидких радиоактивных отходов, реабилитации территорий, хранения радиоактивных отходов, обеспечения безопасности хранилищ радиоактивных отходов, радиологического мониторинга и контроля, вывода из эксплуатации. Сборник предназначен для специалистов в области обращения с радиоактивными отходами и охраны окружающей среды.

Содержание

1. Андреева Л.А., Хаттарова Е.А., Якунин Д.М. Вывод из эксплуатации открытого бассейна - хранилища радиоактивных отходов № 365 ФГУП «ГХК».	5
2. Бочкарев В.В., Бриллиантов Б.Д., Климанов С.Г., Крянев А.В., Смирнов Д.С., Смирнов С.А. Система автоматического оптимального выбора в динамическом режиме последовательности технологических операций по ВЭ ЯРОО в условиях неопределенности исходных данных	8
3. Гордеев С.К., Пташкин А.Г., Чистовский Ю.В., Чегонов Н.В., Светличный Ю.А. Фоновая радиоактивность аэрозолей, приземного слоя атмосферного воздуха Москвы в 2022 году.	10
4. Гуралев С.С., Тихоновский В.Л. Цифровая платформа сопровождения вывода из эксплуатации ОИАЭ Digital Decommissioning	12
5. Иванов О.П., Потапов В.Н., Степалин И.А. Применения портативных гамма-камер для повышения точности характеристики РАО в больших контейнерах	14
6. Исаева Н.Б. Обобщение результатов контроля радиационной обстановки на территории санитарно-защитной зоны и зоны наблюдения ФГУП «ПО «Маяк»	16
7. Козлов П.П., Тюпина Е.А., Крупская В.В. Лабораторный цикл исследований перспективных бетонов, как материалов инженерных барьеров безопасности для изоляции радионуклидов в условиях ПГЗРО	19
8. Крупская В.В., Закусин С.В., Закусина О.В., Морозов И.А., Тюпина Е.А. Влияние термохимического воздействия на преобразования состава, строения и свойств бентонитов.	22
9. Кузьменкова Н.В., Рожкова А.К. Анализ трансурановых элементов и продуктов деления в морских и пресных водоемах (на примере Дальневосточного региона)	24
10. Кураносов Н.В., Перепелкина А.Е., Яркова Т.А. Организация отбора проб объектов окружающей среды на селитебных территориях ФГУП «ПО «Маяк»	26
11. Муратов О.Э. Проблемы обращения с промышленными отходами, содержащими природные радионуклиды.	28
12. Осташкина Е.Е., Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т. Кондиционирование радиоактивных отработавших ионообменных смол Калининской АЭС	30
13. Павлюк А.О., Котляревский С.Г., Риф А.Э., Кан Р.И., Загуменнов В.С., Беспала Е.В., Шевченко О.М., Шевченко А.О. Отечественный опыт и подходы извлечения графита из уран-графитовых реакторов	32
14. Полканов М.А. Опыт плазменной переработки твердых радиоактивных отходов на установке «Плутон»	34
15. Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т., Осташкина Е.Е. Варианты обращения с ЖРО АЭС нового поколения	36
16. Тихоновский В.Л., Гуралев С.С. Ключевые проблемы сферы ВЭ ОИАЭ. Результаты практического применения платформы Digital Decommissioning	38
17. Тягельская А.М. Вывод из эксплуатации радиационно опасных объектов на площадке НИЦ «Курчатовский институт» - ПИЯФ	40
18. Яркова Т.А., Перепелкина А.Е., Алиев Э.Р. Актуальные проблемы постановки санитарно-защитных зон радиационных объектов на кадастровый учет	42

ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОТКРЫТОГО БАСЕЙНА-ХРАНИЛИЩА РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ № 365 ФГУП «ГХК»

Андреева Л.А.¹, Хаттарова Е.А.¹, Якунин Д.М.¹

¹Акционерное общество «Научно-исследовательский и опытно-конструкторский институт энерготехники имени Н. А. Доллежалея», г. Москва, Россия

Аннотация в настоящей работе описаны основные технологические решения по выводу из эксплуатации открытого бассейна-хранилища радиоактивных отходов по варианту «Ликвидация». Приведено обоснование выбора варианта дальнейшего размещения удаляемых материалов. Указаны основные технические вызовы и предложены методы их решения.

Ключевые слова вывод из эксплуатации (ВЭ), открытый бассейн-хранилище, радиоактивные отходы, дезактивация, демонтаж.

Описание объекта и предпосылки ликвидации

Решение проблемы ядерного наследия является одной из ключевых задач отечественной и мировой атомной промышленности. Одним из направлений деятельности в рамках посвященной данной проблеме ФЦП ЯРБ-2 является перевод объектов ядерного наследия в ядерно и радиационно безопасное состояние. В их число входит бассейн-хранилище жидких радиоактивных отходов «Объект № 365», размещенный на площадке ФГУП «ГХК».

Бассейн-хранилище введен в эксплуатацию в 1958 г. и предназначен для приема и временного хранения некондиционных условно чистых вод реакторного завода и радиохимического производства. Объект находится в водоохранной зоне реки Енисей, что противоречит Водному кодексу РФ от 03.06.2006 №74-ФЗ.

В 2014 г. эксплуатация объекта остановлена, решением ФГУП «ГХК» начата подготовка к ВЭ по варианту «Ликвидация» с целью извлечения радиоактивных веществ и переводом территории в радиационно безопасное состояние. Специалистами АО «НИКИЭТ» разработана проектная документация на ВЭ данного объекта.

Варианты ликвидации с оценкой стоимости

Проект ВЭ объекта №365 является уникальным по ряду признаков. Впервые подобный объект выводится по варианту «Ликвидация», что обусловлено близким расположением р. Енисей и связанными с этими рисками. Во-вторых, в рамках проекта в течении 25 месяцев предстоит извлечь и переработать:

- 30000 м³ воды бассейна-хранилища, представляющей ЖРО категории НАО;
- до 844 м³ среднеактивных иловых отложений;
- свыше 80000 м³ материалов противифльтрационного экрана (ПФЭ), категории НАО и ОНРАО, определяемой радионуклидами ¹³⁷Cs, ⁶⁰Co, а также трансурановыми радионуклидами;
- оборудование и строительные конструкции зданий и линейных объектов;
- радиоактивно загрязненный грунт в объеме 2500 м³.

Большой объем удаляемых материалов, основную долю которого составляют низкоактивные и очень низкоактивные отходы, определил приоритетной проблему дальнейшего размещения. В ходе разработки рассматривались несколько вариантов:

- 1) Отказ от дальнейшего использования материалов ПФЭ и сдача образующихся отходов Национальному оператору по обращению с РАО (НО РАО).
- 2) Отложенное (на 10 лет) извлечение грунтов с окончательным размещением на объекте №354а по окончании его эксплуатации.

3) Размещение на действующем полигоне временного хранения радиоактивных отходов (ПВХРО) ФГУП «ГХК» в сертифицированных контейнерах ПУ-2.

4) Извлечение и временное размещение грунтов на ПВХРО в ангарах.

Основным критерием выбора варианта при безусловном выполнении требований по безопасности являлась общая стоимость. В сравнении с заявленной в концепции стоимостью выполнения основных работ по ликвидации бассейна:

- передача материалов на захоронение НО РАО и АО «Полигон» приведет к увеличению общей стоимости проекта на 400% (по тарифам на 2022 г.);
- размещение на ПВХРО в ПУ-2 – на 426% за счёт покупки 5860 контейнеров;
- отложенное извлечение – на 132% с учетом дисконтирования;
- временное размещение на ПВХРО в ангарах – на 35%.

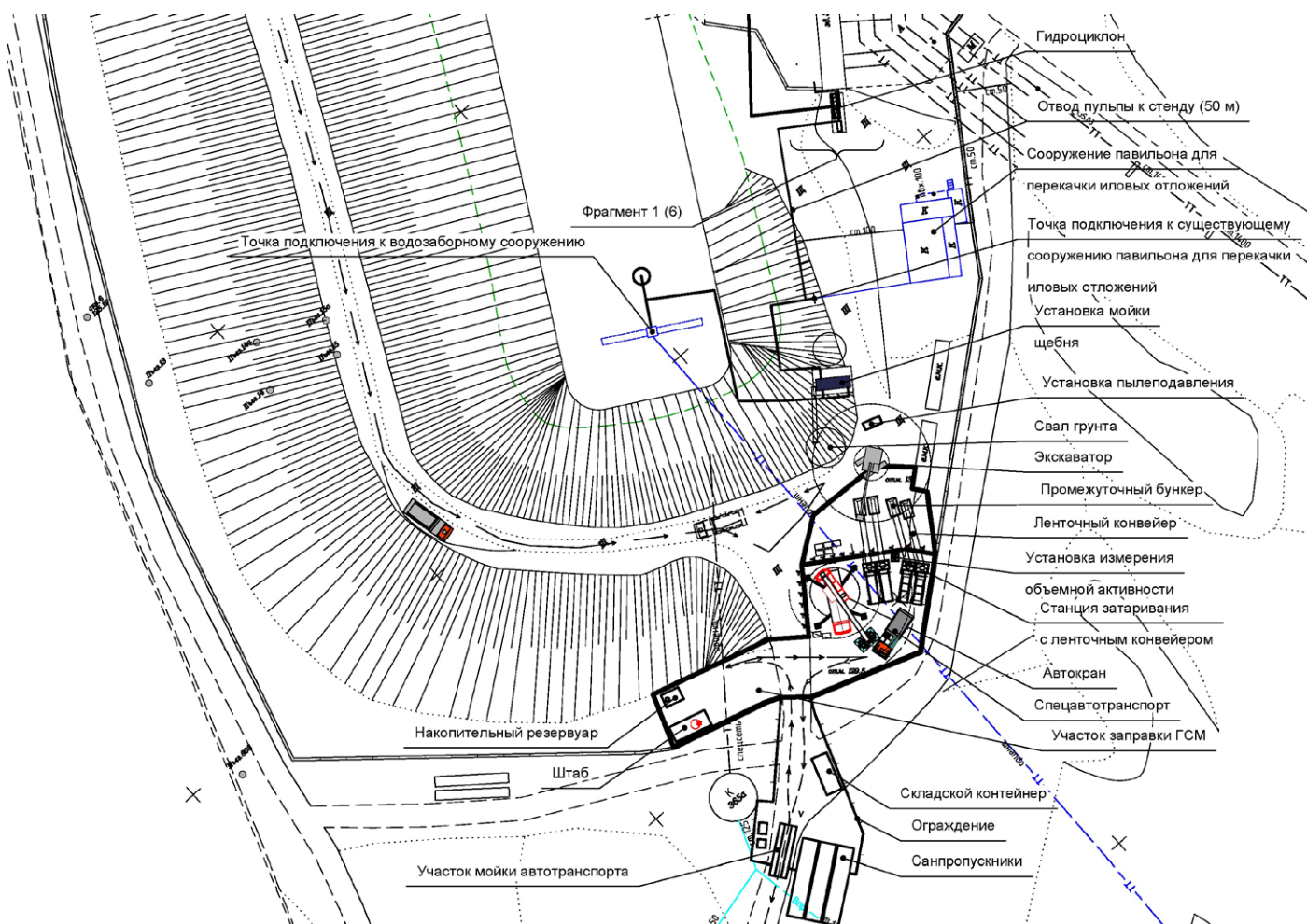
В результате был выбран четвертый вариант с временным размещением материалов в специально созданных ангарах на ПВХРО для дальнейшего захоронения на месте объекта №354а.

Описание технологии и основные вызовы

Разработка технологических решений была сопряжена с рядом вызовов:

- извлечение, транспортировка до ПВХРО, а также учет и контроль 80000 м³ материалов необходимо произвести в очень сжатые сроки, за один летний период с мая по октябрь, что вызвано стремлением снизить объем ЖРС, образующихся в результате выпадения осадков на загрязненную поверхность бассейна;
- транспортировка, размещение материалов на ПВХРО не должны привести к вторичному загрязнению площадки, а также попаданию радионуклидов за пределы определенной проектом зоны на весь срок хранения – 25 лет;

Рис. 1 - Планировка участков проведения работ



- необходимость полного удаления среднеактивных иловых отложений при условии минимального образования вторичных отходов.

Сбор иловых отложений со дна бассейна производится с помощью земснаряда с последующим их сгущением на гидроциклонах и передачей насосом на существующие баки-отстойники. Осветленная вода сливается обратно в бассейн, а сгущенная пульпа передается на объект №354а для дальнейшего обращения по технологии ФГУП «ГХК».

Для дезактивации загрязненных илом участков гравийного слоя ПФЭ используется распространенный в горнодобывающей промышленности барабанный грохот с системой орошения в закрытой камере (скруббер-бутара). Источником технической воды при этом является дренажная вода бассейна-хранилища. Установка позволяет с высокой производительностью удалять ил с поверхности гравия, радиационная безопасность при этом обеспечивается за счет пассивных барьеров.

Очищенный от иловых отложений ПФЭ извлекается с помощью строительной техники – бульдозера и экскаватора – и доставляется на участок затаривания, где извлеченный грунт размещается в транспортной упаковке, полипропиленовом мягком контейнере (типа «Биг-бэг») объемом 1 м³ и грузоподъемностью до 2 т. Сформированная упаковка устанавливается в кузов спецавтотранспорта и перевозится на ПВХРО. План размещения участков на объекте приведен на рис. 1.

Использование мягкого контейнера позволяет локализовать радиоактивные вещества в процессе транспортировки, снизить объем работ по дезактивации площадок и спецавтотранспорта, а также упрощает и ускоряет процесс размещения материалов в ангарах, что критически важно для реализации работ в установленный срок, 103 рабочих дня. Для этой же цели радиационный контроль на объекте организован с использованием мобильной радиометрической лаборатории на базе автомобиля повышенной проходимости.

Локализация радиоактивных материалов в процессе хранения на ПВХРО обеспечивается системой активных и пассивных барьеров, состоящей из:

- гидроизолированной площадки с системой сбора и очистки ливневых стоков;
- быстровозводимых укрытий (ангаров) полной заводской готовности (металлокаркас, покрытый сэндвич-панелями);
- гидроизолированной обваловки по периметру для предотвращения распространения загрязненной воды в случае переполнения ливневых стоков;
- системы гидрологического мониторинга и радиационного контроля.

Заключение

Принятые технологические решения призваны обеспечить ликвидацию объекта ядерного наследия в короткие сроки, при обязательном условии соблюдения всех мер экологической и радиационной безопасности.

Разработанный проект прошел отраслевую экспертизу и принят к реализации в период с 2023 по 2027 гг.



СИСТЕМА АВТОМАТИЧЕСКОГО ОПТИМАЛЬНОГО ВЫБОРА В ДИНАМИЧЕСКОМ РЕЖИМЕ ПОСЛЕДОВАТЕЛЬНОСТИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ОПЕРАЦИЙ ПО ВЭ ЯРОО В УСЛОВИЯХ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ

Бочкарев В.В.¹, Бриллиантов Б.Д.¹, Климанов С.Г.², Крянев А.В.²,

Смирнов Д.С.², Смирнов С.А.²

¹ Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности (НТЦ ЯРБ), г. Москва

² Национальный исследовательский ядерный университет (МИФИ), г. Москва

Аннотация

В докладе приведена схема выбора в динамическом режиме рассматриваемых вариантов ВЭ ЯРОО в условиях неопределенности исходных данных, которые порождают неопределенности значений частных показателей для выбираемых вариантов. Выбор варианта ВЭ ЯРОО производится на основе комплексного показателя, объединяющего в виде линейной суперпозиции частные показатели для каждого рассматриваемого варианта ВЭ путем многократной реализации с помощью метода Монте-Карло их значений для каждого рассматриваемого варианта ВЭ.

Ключевые слова

ядерно - радиационный опасный объект (ЯРОО), вывод из эксплуатации (ВЭ), комплексное инженерное радиационное обследование (КИРО), радиоактивные вещества (РВ), радиоактивные отходы (РАО), технологические операции, частные показатели, комплексный показатель, метод Монте-Карло.

В докладе представлена одна из возможных математических моделей анализа влияния неопределенностей в значениях показателей на выбор в динамическом режиме варианта использования технологических операций при ВЭ ОИАЭ [1-5].

Рассматривается n вариантов выбора технологических операций ($i=1N$), ВЭ ОИАЭ, каждый из которых характеризуется M частными показателями $F_{ij}, j=1, \dots, m$, большие значения которых вносят больший вклад в решение о ВЭ ОИАЭ, и n частными показателями $F_{ij}, j=m+1, \dots, m+n$, меньшие значения которых вносят больший вклад в решение о ВЭ ОИАЭ.

Произведем нормирование показателей для их объединения в один комплексный показатель для каждого ВЭ ОИАЭ: Значения нормализованных комплексных показателей $K_i, i=1, \dots, N$, для каждого варианта ВЭ подсчитывается по формуле:

$$K_i = \sum_{j=1}^{m+n} w_j \cdot F_{ij}^H, \quad i = 1, \dots, N, \quad (1)$$

где $w_j \geq 0, j = 1, \dots, m+n, \sum_{j=1}^{m+n} w_j = 1$, – коэффициенты значимости показателей $j = 1, \dots, m+n$.

С целью выбора оптимального варианта набора технологических операций можно предложить следующую схему.

Проверяется влияние неопределенности, входящих в процедуру на выбор варианта набора технологических операций при ВЭ (анализ чувствительности) следующим образом:

- рассмотреть в качестве источников неопределенности значения параметров при расчете показателей, включенных в процедуру выбора варианта технологических операций при ВЭ;

- определить погрешности задания всех параметров расчетов показателей, включенных в процедуру выбора варианта ВЭ, (погрешности измерения, оценок, принятых предположений и экспертных оценок) и диапазоны изменения параметров;
- выбрать из всех параметров, использованных для количественной оценки показателей те, погрешности которых вносят определяющий вклад в итоговую погрешность показателя;
- повторить процедуру выбора варианта технологических операций при ВЭ для граничных точек диапазона изменений каждого показателя.

Для каждого варианта выбора набора последовательности технологических операций на основе реализации схемы Монте-Карло строятся гистограммы распределения комплексного показателя «Рис. 1».

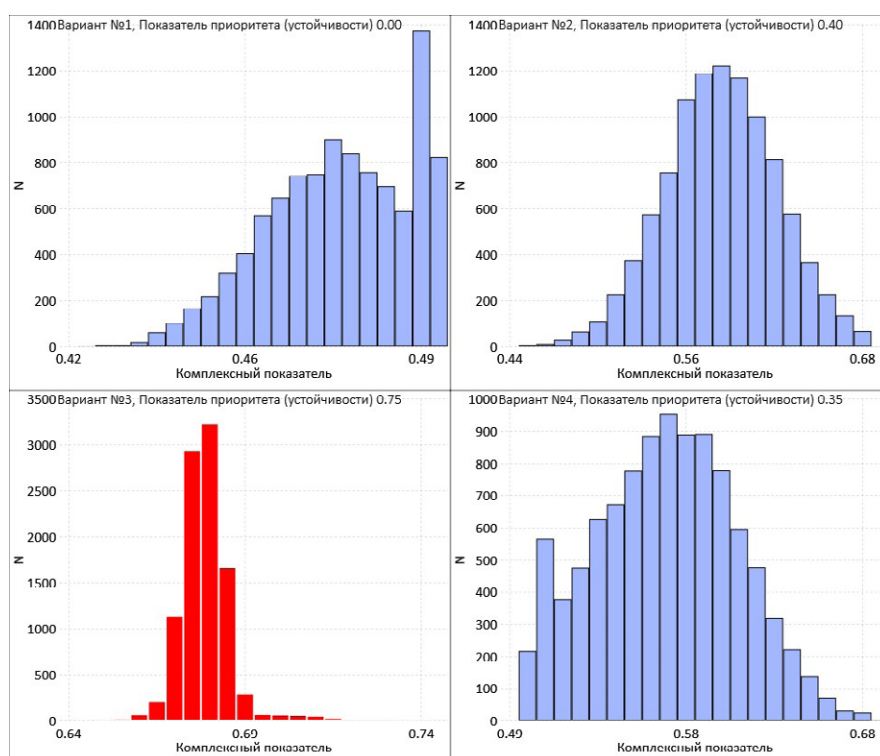


Рис. 1

Из приведенного рисунка следует, что вариант 3 набора технологических операций по значениям комплексного показателя превосходит другие варианты. Вышеприведенная схема определения оптимальных вариантов выбора в динамическом режиме набора технологических операций применяется для всех конструкций выводимого из эксплуатации ЯРОО.

Список литературы

1. НП-091-14 «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения».
2. Емец П.Е., Ковалевич О.М., Крянев А.В., Неретин В.А., Шарафутдинов Р.Б. Системный подход при финансировании мероприятий по выводу из эксплуатации ЯРОО, классифицируемых в зависимости от категории их ЯРО. Препринт МИФИ 005-2007. М.: МИФИ, 2007, 23 с.
3. Абакумова А.С., Бочкарев В.В., Крянев А.В. Обоснование выбора варианта вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии, Ядерная и радиационная безопасность, № 3(87), 2018.
4. В. В. Бочкарев, Б. Д. Бриллиантов, А. В. Крянев, А. А. Бацулин, С. Г. Климанов, О. Ю. Литвиненко, Д. В. Мамай, Д. Е. Слива, Д. С. Смирнов, П. А. Стряпушкин, В. И. Терешкин, Д. Т. Ханбикова. Структура системы поддержки принятия оптимальных решений при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Вестник НИЯУ МИФИ, т. 9, №4, 2020.
5. Бочкарев В.В., Бриллиантов Б.Д., Климанов С.Г., Крянев А.В., Смирнов Д.С. Обоснование оптимальных технических и организационных решений при выводе из эксплуатации ОИАЭ с учетом обеспечения ЯРБ, Радиоактивные отходы, вып. 4, с. 60-64, 2021.



ФОНОВАЯ РАДИОАКТИВНОСТЬ АЭРОЗОЛЕЙ, ПРИЗЕМНОГО СЛОЯ АТМОСФЕРНОГО ВОЗДУХА МОСКВЫ В 2022 ГОДУ

**Гордеев С.К.¹, Пташкин А.Г.¹, Чистовский Ю.В.¹, Чегонов Н. В.¹,
Светличный Ю.А.¹**

¹ ФГУП «РАДОН», г. Москва, Россия

Аннотация в статье приводятся результаты анализа объемной активности космогенных (^7Be , ^{22}Na), терригенных (^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th) и техногенных радионуклидов (^{131}I , ^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{239,240}\text{Pu}$), а также плотность выпадений ($\Sigma\beta$ и ^{90}Sr) в приземном слое атмосферного воздуха Москвы в 2022 году.

Ключевые слова фоновая радиоактивность аэрозолей, приземный слой атмосферного воздуха, стационарный пост радиационного контроля, объемная активность и плотность выпадения радионуклидов приземного слоя атмосферного воздуха.

Радиоактивность аэрозолей приземного слоя атмосферного воздуха и атмосферных выпадений в городе Москве контролировалась на восьми СПРК[1], расположенных в различных городских зонах четырех административных округов:

- «лесопарковая зона» в CAO, ЮВАО, ЮЗАО – СПРК-4, СПРК-1, СПРК-6 соответственно;
- «промышленная зона» в CAO, СЗАО, ТАО – СПРК-3, СПРК-5, СПРК-16 соответственно;
- «зона административно-жилой застройки» в ЦАО, СЗАО – СПРК-2, СПРК-7 соответственно.

Элементы типового СПРК представлены в докладе.

В пробах аэрозолей атмосферного воздуха приземного слоя, отобранных на стационарных постах радиационного контроля, была определена объемная радиоактивность основных радионуклидов (таблица 1) и плотность выпадений (таблица 2).

Таблица 1. Объемная активность основных радионуклидов, определенная на СПРК Москвы

Радионуклид	Объемная активность радионуклидов, Бк/м ³			КУ	ДОО _{нас} по НРБ-99
	Минимальная	Средняя	Максимальная		
^7Be	$5,3 \cdot 10^{-4}$	$2,1 \cdot 10^{-3}$	$4,6 \cdot 10^{-3}$	-	$2,0 \cdot 10^3$
^{22}Na	$< 3,4 \cdot 10^{-8}$	$2,9 \cdot 10^{-7}$	$8,0 \cdot 10^{-7}$	-	$7,2 \cdot 10^{-1}$
^{40}K	$< 2,0 \cdot 10^{-6}$	$1,1 \cdot 10^{-5}$	$2,5 \cdot 10^{-5}$	-	$3,1 \cdot 10^1$
^{226}Ra	$< 7,0 \cdot 10^{-8}$	$4,4 \cdot 10^{-7}$	$4,4 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$3,0 \cdot 10^{-2}$
^{232}Th	$< 2,0 \cdot 10^{-7}$	$9,3 \cdot 10^{-7}$	$4,8 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$4,8 \cdot 10^{-3}$
^{131}I	$< 2,0 \cdot 10^{-7}$	$4,7 \cdot 10^{-6}$	$4,3 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$7,3 \cdot 10^0$
^{137}Cs	$< 8,7 \cdot 10^{-8}$	$2,5 \cdot 10^{-7}$	$1,0 \cdot 10^{-6}$	$2,0 \cdot 10^{-6}$	$2,7 \cdot 10^1$
^{90}Sr	$< 2,0 \cdot 10^{-7}$	$2,6 \cdot 10^{-7}$	$6,5 \cdot 10^{-7}$	$5,0 \cdot 10^{-7}$	2,7
$^{239,240}\text{Pu}$	$< 1,1 \cdot 10^{-8}$	$1,1 \cdot 10^{-7}$	$5,0 \cdot 10^{-7}$	-	$2,5 \cdot 10^{-3}$
$\Sigma\beta$	$< 1,2 \cdot 10^{-5}$	$8,2 \cdot 10^{-5}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$3,0 \cdot 10^{-4}$	-

Радиоактивность аэрозолей распределена между космогенными (^7Be , ^{22}Na), терригенными (^{40}K , ^{226}Ra , ^{232}Th) и техногенными (^{90}Sr , ^{131}I , ^{137}Cs , $^{239,240}\text{Pu}$) радионуклидами.

Таблица 2. Плотность выпадений радионуклидов, определенная на СПРК Москвы

Радионуклид	Плотность выпадения радионуклида			КУ
	Минимальная	Средняя	Максимальная	
$\Sigma\beta$ в выпадениях («планшет»)	$2,1 \cdot 10^{-2}$	$1,9 \cdot 10^{-1}$	1,4	3,8
$\Sigma\beta$ в осадках	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$2,3 \cdot 10^{-1}$	2,2	3,8
^{90}Sr в выпадениях («планшет»)	$< 3,8 \cdot 10^{-4}$	$5,0 \cdot 10^{-4}$	$9,3 \cdot 10^{-4}$	$5,5 \cdot 10^{-1}$
^{90}Sr в осадках	$< 2,4 \cdot 10^{-3}$	$5,5 \cdot 10^{-3}$	$2,4 \cdot 10^{-2}$	$2,8 \cdot 10^{-1}$

Полученные результаты значительно ниже соответствующих допустимых значений[2].

Список литературы

1. Гордеев С.К. и др. «Мониторинг радиоактивности в окружающей среде московского региона», труды 2-й международной НПК «Охрана окружающей среды и обращение с РАО НППЦ» Срегиев Посад, 23-24.09.2020 г.
2. СанПин 2.6.1.2523-09, НРБ-99/2009.



ЦИФРОВАЯ ПЛАТФОРМА СОПРОВОЖДЕНИЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОИАЭ DIGITAL DECOMMISSIONING

Тихоновский В.Л.¹, Гуралев С.С.¹

¹АО Группа компаний «НЕОЛАНТ», г. Москва, Россия

Аннотация

в статье представлено описание основных принципов построения и возможностей цифровой платформы сопровождения вывода из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) Digital Decommissioning. Использование цифровых технологий позволяет получать и систематизировать большее количество необходимой информации для успешной реализации программ ВЭ ОИАЭ.

Ключевые слова

вывод из эксплуатации объектов использования атомной энергии, цифровая платформа, цифровая исполнительная инженерно-радиационная модель.

Стадия вывода из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) – самая трудоемкая, продолжительная по времени, методологически разнородная и наименее автоматизированная стадия из всех этапов жизненного цикла ядерного объекта. Помимо прочего, деятельность по ВЭ всегда несет большие риски: это и повышенные дозовые нагрузки на персонал, осуществляющий демонтаж, и обращение с массово образующимися радиоактивными отходами (переработка, захоронение) и, конечно, угроза безопасности населения и окружающей среды. А несовершенство методов оценки стоимости работ по ВЭ, с помощью которых невозможно достоверно наложить радиационную обстановку на объекте на его инженерно-топологическую конфигурацию, приводит к значительным погрешностям в расчетах – как в сторону экономии, так и, по большей части, в сторону превышения сметной стоимости. По опыту мероприятий ФЦП ЯРБ 2016-2020, отклонение фактических стоимостей вывода из эксплуатации от проектных оценок зачастую составляет суммы от сотен миллионов до миллиардов рублей.

Digital Decommissioning – платформа цифрового сопровождения работ по выводу из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), обеспечивающая цифровую поддержку всего цикла работ по ВЭ от подготовительных работ на завершающем этапе эксплуатации до выполнения практических работ по ВЭ ОИАЭ.

В основе Digital Decommissioning применяются технологии информационного (BIM), лазерного сканирования и сферического фотографирования, автоматизированного вычисления удельной активности элементов модели с возможностью визуализации радиационной обстановки, которые обеспечивают формирование цифровой исполнительной инженерно-радиационной модели (ЦИИРМ) объекта ВЭ.

Возможности платформы Digital Decommissioning базируются на детальной исполнительной инженерно-радиационной модели выводимого из эксплуатации объекта использования атомной энергии, решающие на её основе следующие основные задачи:

- Интеграция всей необходимой для ВЭ инженерной и радиационной информации ОИАЭ с обеспечением ее предоставления технологам-проектировщикам и другим заинтересованным специалистам посредством в удобного web-интерфейса.
- Планирование и проведение КИРО в цифровом формате, решение «обратной задачи» – выявление радиационных источников, формирование пространственно-распределенного радиационного источника в помещениях ОИАЭ. На основе полученной модели пространственно-распределенного радиационного источника применяются методы динамического пересчета радиационных полей и самого пространственно-распределенного источника в реальном времени при изменении топологии объекта при имитации его поэтапного демонтажа.
- Укрупненная оценка стоимости предполагаемых вариантов ВЭ на основе «Отраслевых методических рекомендаций по оценке стоимости работ по ВЭ из эксплуатации объектов использования атомной энергии».
- Разработка проектно-технологических решений по ВЭ на основе данных ЦИИРМ, разработка технологических карт демонтажа (ТКД) и транспортно-технологических схем (ТТС) с автоматизированным формированием соответствующих документов и отчетов, содержащих ключевую информацию для формирования разделов проектной документации.
- Сохранение информации для последующего использования при проектировании ВЭ (лучшие проектно-технологические решения ранее выполненных проектов ВЭ для повторного использования при реализации аналогичных работ).

- Обучение персонала, выполняющего практические работы по ВЭ, разработанным проектно-технологическим решениям, с применением технологии виртуальной реальности.

Платформа Digital Decommissioning представляет собой набор взаимосвязанных модулей, обеспечивающих определенный функционал и взаимодействие между собой для достижения комплексного охвата процессов стадии вывода из эксплуатации ОИАЭ.

Базовый состав модулей платформы Digital Decommissioning:

1. Цифровая информационная модель

Базовый модуль платформы Digital Decommissioning. Обеспечивает возможность просмотра основных данных всех модулей платформы Digital Decommissioning.

2. КИРО

Модуль предоставляет инструменты работы с данными на этапе выполнения КИРО.

3. Мобильный клиент КИРО

Модуль обеспечивает сопровождение сбора данных при выполнении КИРО с использованием мобильных устройств (планшетов).

4. Радиационные расчеты

Модуль обеспечивает обработку запросов на выполнение расчётов параметров радиационной обстановки помещений ОИАЭ и выдачу результатов этих расчётов для сохранения в данных цифрового проекта ВЭ.

5. Проектирование ВЭ

Модуль обеспечивает многовариантное проектирование технологических решений по ВЭ ОИАЭ, разработку цифрового проекта ВЭ (ЦПВЭ) на основе данных ЦИИРМ.

6. Банк данных для проектирования ВЭ

Модуль обеспечивает поддержку технологического проектирования решений по ВЭ ОИАЭ в части предоставления информации (каталогов, типовых решений и др.).

Модуль содержит ряд каталогов/справочников для последующего использования при проектировании ВЭ.

Платформа Digital Decommissioning предназначена для обеспечения основной деятельности широкого круга организаций-участников вывода из эксплуатации объектов атомной энергии: эксплуатирующих организаций, проектно-технологических и проектно-конструкторских организаций, разрабатывающих технологии, проектные решения и оборудование для вывода из эксплуатации, строительно-монтажных организаций, оказывающих услуги по демонтажу, организаций, осуществляющих переработку, хранение и захоронение радиоактивных отходов.



ПРИМЕНЕНИЕ ПОРТАТИВНЫХ ГАММА-КАМЕР ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ТОЧНОСТИ ХАРАКТЕРИЗАЦИИ РАО В БОЛЬШИХ КОНТЕЙНЕРАХ

Иванов О.П.¹, Потапов В.Н.¹, Степалин И.А.¹

¹ НИЦ Курчатовский институт, г. Москва, Россия

Аннотация

в докладе приведен способ повышения точности характеристики РАО в упаковках больших объемов (контейнерах), основанный на использовании портативных систем получения гамма-изображений со спектральным разрешением (гамма-камер и гамма-сканеров) для получения первичной информации необходимой для реализации метода малоракурсной компьютерной томографии.

Ключевые слова

характеризация радиоактивных отходов (РАО), гамма-камера, гамма-сканер, метод максимального правдоподобия, малоракурсная компьютерная томография.

В настоящее время характеристика радиоактивных отходов (РАО) – определение активности различных нуклидов в упаковках больших объемов (контейнерах типа НЗК, КРАД) делается на основе спектрометрических измерений коллимированными системами и последующим расчетом активностей в предположении достаточно однородного распределения активности в контейнере [1]. Однако неоднородность распределения активности может приводить к значительным ошибкам определения искомых величин. Для устранения неопределенностей применяются специальные методы. Например, РАО, упакованные в бочки, паспортизируются сегментным сканером на основе спектрометров из ОЧГ. Для новых версий таких систем проводится даже учет неоднородности плотности.

Для характеристики РАО, упакованных в контейнеры объемом в несколько кубических метров, повышение точности сейчас достигается за счет требования однородности заполнения как по плотности, так и по удельной активности.

Мы рассматриваем использование для учета неоднородностей в распределении активности РАО и получения более точных сведений об их содержании в контейнерах портативных систем получения гамма-изображений со спектральным разрешением (портативных гамма-камер и гамма-сканеров [2]). Для осуществления такого подхода можно использовать довольно чувствительные портативные гамма-камеры, например, такие как камеры GUALI (Испания), Polaris (США) [3].

С помощью гамма-изображений контейнера в двух (и более) ракурсах, полученных с разных сторон контейнера, можно получить достаточно точную информацию о распределении нуклидов внутри контейнера применяя метод малоракурсной компьютерной томографии [4], а значит обеспечить более точную характеристику РАО. При 70% неоднородности активности измерения простым коллиматором могут давать погрешность, достигающую 100%, которая может быть устранена при применении предлагаемого подхода.

Моделирование показывает возможность восстановить сильно неоднородное распределение активности с уровнем 100 Бк/г (Cs-137) в контейнере объемом 1500 л и плотностью матрицы, содержащей нуклиды 1.5 г/см³. Пример такого восстановленного распределения показан на рис. 1.

Экспериментально-расчетная проверка возможности применения предлагаемого способа оценки неоднородности РАО была проведена с помощью получения гамма-изображений портативным гамма-сканером, использующим разные спектральные области для идентификации различных радионуклидов [5]. Такое гамма-изображение, как и в случае гамма-камер, представляет интегральное распределение активности вдоль лучей, исходящих из точки расположения системы (веерная томография).

Полученные результаты обработки данных сканирования указывают на возможность использования предложенного метода. При обработке результатов измерений в контейнере для получения распределений активности в воксельном виде, была выявлена область/емкость, содержащая повышенную активность внутри засыпки с менее активными нуклидами, что хорошо видно на представленном рис. 2.

Таким образом, дальнейшие исследования по описанному методу и его внедрение могут повысить точность определения характеристик РАО в упаковках больших объемов.

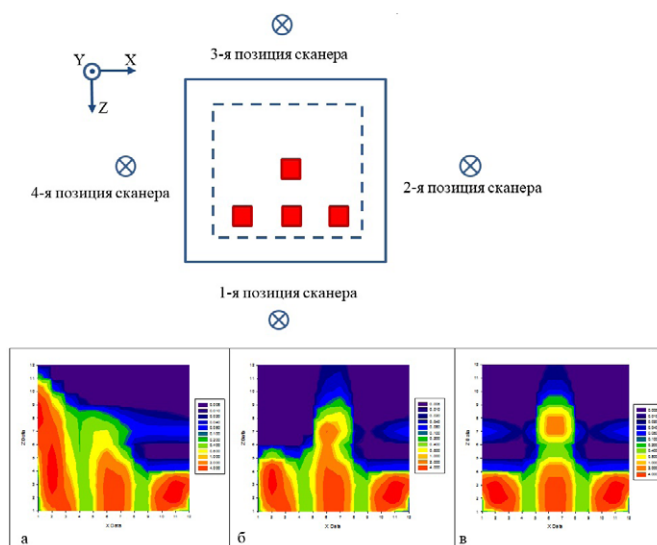


Рис.1 Неоднородное распределение РАО в контейнере и его восстановленное распределение в плоскости XZ, полученное методом малоракурсной компьютерной томографии по результатам 2-х (а), 3-х (б) и 4-х (в) позиционного сканирования.

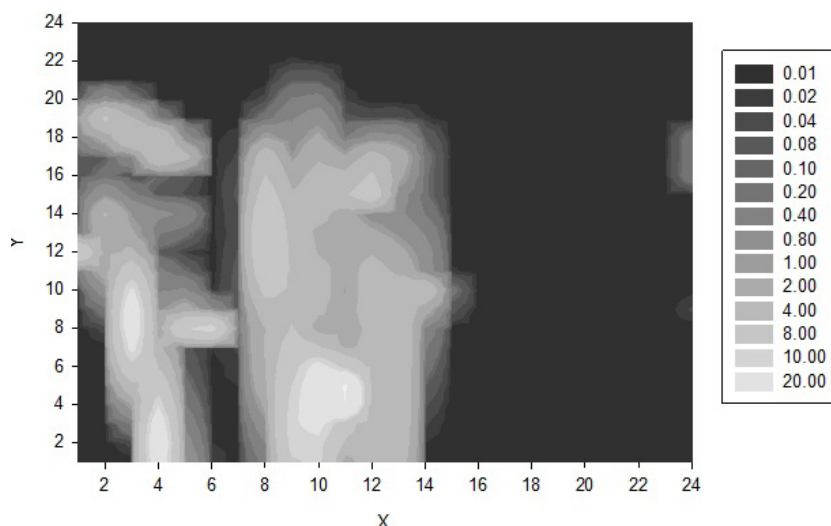


Рис. 2. Рассчитанное распределение активности Cs-137 в бетонном контейнере НЗК построенное по методу проекций максимальной интенсивности для воксельных данных. Пунктирной линией изображен профиль 200 литровой металлической бочки с высокоактивными радиоактивными отходами. Легенда характеризует активность (в усл. ед.) в логарифмическом масштабе.

Список литературы

1. Паспортизаторы РАО: [Электронный ресурс] // Амплитуда. URL: <https://amplituda.ru/catalog/radiatsionnyy-kontrol/oborudovanie-radiatsionnogo-kontrolya-2/pasportizatory-rao/>. (Дата обращения 01.02.2023).
2. Иванов О.П., Ковалев В.М., Степанов А.В., Степанов В.Е., Степанов Е.А. Опыт применения портативных гамма-камер (гамма-визоров) в работах по выводу из эксплуатации и реабилитации ОИАЭ. АНРИ, 2022, № 1(108), с. 19-35.
3. Caballero L., Albiol Colomer F., Corbi Bellot A., et al. Gamma-ray imaging system for real-time measurements. Journal of Instrumentation, 2018, V. 13, pp. P03016.
4. Филонин О.В. Малоракурсная компьютерная томография в физическом эксперименте. Вестник СГАУ, 2003, №1, с. 136-145.
5. Иванов О.П., Игнатов С.М., Потапов В.Н., Самойлова М.А., Семин И.А. Гамма-сканер с антиколлиматором для визуализации источников γ -излучения. ПТЭ, 2021, № 2, с. 115-120.



ОБОБЩЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ КОНТРОЛЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ НА ТЕРРИТОРИИ САНИТАРНО-ЗАЩИТНОЙ ЗОНЫ И ЗОНЫ НАБЛЮДЕНИЯ ФГУП «ПО «МАЯК»

Исаева Н.Б.¹

¹ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск, Россия

Аннотация

в докладе приведены результаты контроля радиационной обстановки на территории ЗН и СЗЗ предприятия, а также расчет эффективной дозы и оценка риска возникновения злокачественных новообразований для взрослого населения за 2022 год.

Ключевые слова

окружающая среда, объемная активность радионуклидов в приземном слое атмосферы, радиоактивные выпадения из приземного слоя атмосферы, радиоактивное загрязнение верхнего пятисантиметрового слоя почвы и снегового покрова, эффективная доза облучения населения.

Федеральное государственное унитарное предприятие производственное объединение «Маяк» (ФГУП «ПО «Маяк») расположено на территории закрытого административно-территориального образования – города Озерска и является одним из крупнейших предприятий ядерно-топливного цикла. На основании требований федерального закона [1], постановлений Правительства [2], [3] в области радиационной безопасности в целях минимизации или исключения рисков негативного влияния деятельности ФГУП «ПО «Маяк» на персонал, население, проживающего на территории зоны наблюдения (ЗН), и окружающую среду ФГУП «ПО «Маяк» осуществляет производственный радиационный и химический контроль на территории санитарно-защитной зоны (СЗЗ) и зоны наблюдения (ЗН) предприятия.

На ФГУП «ПО «Маяк» система радиационного и радиоэкологического контроля и мониторинга (СРКМ) в районе расположения предприятия была создана в 1951 году.

При проведении СРКМ на территории воздействия ФГУП «ПО «Маяк» обязательно учитываются следующие ее особенности:

- высокий уровень и неравномерный характер радиоактивного загрязнения территории, сформировавшегося в результате регламентных и аварийных выбросов в атмосферу (главным образом, радиационных аварий 1957 и 1967 годов);
- радиоактивное загрязнение территории обусловлено в основном радионуклидами цезия-137, стронция-90 и, в меньшей степени, плутонием, что определяет долговременный характер загрязнения;
- большая площадь территории предприятия и зоны его влияния, СЗЗ составляет – 252,4 км², ЗН – 196 км²;
- наличие большого числа потенциальных источников загрязнения, включая пункты размещения твердых радиоактивных отходов (ТРО), поверхностные водоемы хранилища жидких радиоактивных отходов (ПВХЖРО) и др.

Радиационный контроль на территории СЗЗ и ЗН осуществляется в соответствии с программой контроля, разработанной на предприятии и согласованной с органами Госсанэпиднадзора ФМБА России, определяющей порядок ведения и объем контроля.

Объектами контроля являются: атмосферный воздух, вода поверхностных водоемов и подземные воды; почва; травянистая растительность; пищевые сельскохозяйственные продукты местного производства; снег (таяя вода). Лабораторные исследования проб проводятся силами аналитических лабораторий ФГУП «ПО «Маяк» и ФГБУЗ ЦГиЭ № 71 ФМБА России, имеющими действующие аттестаты аккредитации Росаккредитации.

В связи с большим объемом контроля на ФГУП «ПО «Маяк» для определения объемной активности радионуклидов в приземном слое атмосферы широко используется индикаторный метод мониторинга с помощью марлевых конусов со временем экспозиции один месяц. Несмотря на то, что этот способ носит оценочный (индикаторный) характер и используется для выявления случаев превышения установленных контрольных уровней, его использование позволило организовать обширную сеть контроля загрязнения атмосферы, включая труднодоступные участки местности, не обеспеченные энергоснабжением.



	$\Sigma\alpha$, мБк/м ³	$\Sigma\beta$, мБк/м ³	¹³⁷ Cs, мБк/м ³	Pu ^{1), 2)} , мБк/м ³	⁹⁰ Sr ²⁾ , мБк/м ³
Средние за 5 лет	менее 0,09	менее 0,60	менее 0,32	0,03±0,01	0,12±0,08
2022 год	менее 0,05	менее 0,49	менее 0,39	0,04±0,02	0,11±0,08
ДОО _{нас.}	не устанавливается		2,7·10 ⁴	2,5	2,7·10 ³
1) Здесь и далее приводится сумма альфа-излучающих изотопов плутония					
2) Анализ на стронций-90 и сумму изотопов Pu проводится один раз в год в объединенной за год пробе					

Результаты определения среднегодовой объемной активности (ОА) радионуклидов на территории ЗН приведены в таблице 1.

Результаты определения плотности радиоактивных выпадений (ПРВ) на территории ЗН ФГУП «ПО «Маяк» приведены в таблице 2.

	$\Sigma\alpha$, Бк/м ² ·год	$\Sigma\beta$, Бк/м ² ·год	¹³⁷ Cs, Бк/м ² ·год	Pu, Бк/м ² ·год	⁹⁰ Sr, Бк/м ² ·год
Средние за 5 лет	менее 30	менее 190	менее 170	15±8	50±30
2022 год	менее 22	менее 150	менее 190	8±4	19±12

Почва и травянистая растительность отбирались с одного участка площадью 1 м² в местах расположения проботборных устройств. Почва отбиралась методом конверта на глубину пять сантиметров, травянистая растительность срезалась на полную высоту роста от почвы. Результаты измерений удельной активности радионуклидов в почве и растительности приведены в таблице 3.

	Почва, кБк/м ²			Растительность, Бк/кг		
	¹³⁷ Cs	Pu	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs	Pu	⁹⁰ Sr
Средние за 5 лет	менее 3,0	0,8±0,4	3,0±1,6	менее 40	менее 6,0	менее 50
2022 год	менее 1,2	0,7±0,4	1,0±0,6	менее 24	менее 4,0	24±14

Результаты контроля удельной активности радионуклидов в продуктах питания приведены в таблице 4. По содержанию радионуклидов в продуктах местного производства превышений санитарно-эпидемиологических правил и нормативов [4] не зарегистрировано.

Продукт питания	Факт 2022, Бк/кг		СанПиН 2.3.2.1078-01, Бк/кг	
	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs
Молоко	0,07 – 1,1	0,27	25	100
Мясо	0,07	0,27	не нормируется	200
Хлеб	0,06 – 0,07	0,26 – 0,27	20	40
Рыба свежая	0,05 – 6,6	0,27 – 6,0	100	130
Ягоды свежие	0,06 – 0,07	0,24 – 0,27	не нормируется	160
Картофель	0,07 – 3,2	0,27	40	80
Грибы свежие	0,07 – 1,5	0,27 - 22	не нормируется	500

Индивидуальные эффективные дозы в 2022 году составили от 0,01 до 0,07 мЗв/год при допустимом уровне по НРБ-99/2009 – 1 мЗв/год. Радиационный риск возникновения ЗНО за счет дозы внешнего и внутреннего облучения в 2022 году составляет в среднем 1,9·10⁻⁶, количество ЗНО в сумме составляет 0,2, что соответствует возникновению не более одного дополнительного случая возникновения ЗНО [5].



Средние значения среднегодовой ОА радионуклидов на территории СЗЗ приведены в таблице 5.

	$\Sigma\alpha$, мБк/м ³	$\Sigma\beta$, мБк/м ³	¹³⁷ Cs, мБк/м ³	Pu, мБк/м ³	⁹⁰ Sr, мБк/м ³
Средние за 5 лет	менее 0,70	менее 21,0	менее 7,0	0,11±0,06	5,5±2,1
2022 год	менее 0,08	менее 0,70	менее 0,45	0,06±0,03	0,10±0,08
ДООА _{перс.}	не устанавливается		1,7·10 ⁶	530	5,3·10 ⁴

Средние значения годовой ПРВ в СЗЗ приведены в таблице 6.

	$\Sigma\alpha$, Бк/м ² ·год	$\Sigma\beta$, Бк/м ² ·год	¹³⁷ Cs, Бк/м ² ·год	Pu, Бк/м ² ·год	⁹⁰ Sr, Бк/м ² ·год
Средние за 5 лет	менее 75	(7,1±2,8)·10 ³	(2,1±0,9)·10 ³	35±17	(2,5±1,3)·10 ³
2022 год	менее 25	(2,1±0,7)·10 ³	менее 520	32±15	(1,0±0,5)·10 ³

Результаты измерений удельной активности радионуклидов почвы и травянистой растительности на территории СЗЗ ФГУП «ПО «Маяк» приведены в таблице 7.

	Почва, кБк/м ²			Растительность, Бк/кг		
	¹³⁷ Cs	Pu	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs	Pu	⁹⁰ Sr
Средние за 5 лет	100±50	4,2±2,5	70±40	250±120	20±11	(2,8±1,6)·10 ³
2022 год	100±32	2,5±1,3	100±50	130±80	14±10	(2,4±1,2)·10 ³

Анализируя данные таблиц можно сделать вывод, что радиационная обстановка на территории ЗН и СЗЗ ФГУП «ПО «Маяк» стабильна, без тенденции к ухудшению. Параметры, характеризующие радиационную обстановку, не превышают нормы для населения и персонала, установленные НРБ-99/2009 и [4]. Результаты варьируются в пределах погрешностей измерений.

Список литературы

1. Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения».
2. Постановление Правительства РФ от 16.11.2020 № 1847 «Об утверждении перечня измерений, относящихся к сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений».
3. Постановление Правительства РФ от 10.07.2014 (ред. от 18.01.2022) № 639 «О государственном мониторинге радиационной обстановки на территории РФ».
4. Гигиенические требования безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы [Текст]: СанПиН 2.3.2.1078-01: утв. Главным государственным санитарным врачом Российской Федерации Первым заместителем Министра здравоохранения Российской Федерации Г.Г. Онищенко. - М., 2001.
5. Оценка радиационного риска у населения за счет длительного равномерного техногенного облучения в малых дозах [Текст]: МУ 2.1.10.3014-12: утв. Главным государственным санитарным врачом Российской Федерации Г.Г. Онищенко. - М., 2012.

ЛАБОРАТОРНЫЙ ЦИКЛ ИССЛЕДОВАНИЙ ПЕРСПЕКТИВНЫХ БЕТОНОВ, КАК МАТЕРИАЛОВ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ ИЗОЛЯЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ В УСЛОВИЯХ ПГЗРО

Козлов П.П.¹, Тюпина Е.А.¹, Крупская В.В.²

¹ Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева (РХТУ им. Д.И. Менделеева), г. Москва, Россия

Аннотация

в материалах доклада представлена исследовательская программа, направленная на изучение перспективных бетонных материалов в модельных условиях ПГЗРО для обоснования его долговременной безопасности.

Ключевые слова

пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО), цемент, бетон, бентонит, буфер, инженерные барьеры безопасности (ИББ), система инженерных барьеров (СИБ).

Финальной стадией обращения с высокоактивными отходами (ВАО) и долгоживущими среднеактивными отходами (ДЖ САО) является их изоляция в стабильных глубинных геологических формациях. Безопасность биосферы от миграции радионуклидов обеспечивается за счёт применения принципа многобарьерной защиты окружающей среды, который заключается в создании надёжной системы, препятствующей выходу радиоактивных изотопов за пределы пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО). Данная система состоит из естественного барьера (т.е. вмещающей породы), ограничивающего распространение радионуклидов в течение геологических масштабов времени (десяtkи тысяч лет), и системы инженерных барьеров (СИБ), призванной обеспечить максимально надёжную изоляцию радиоактивных отходов (РАО) в период их наибольшей активности (порядка 300 лет) [1]. С этой целью в ряде наиболее развитых концепций захоронения рассматривается применение бентонита в качестве ключевого элемента СИБ, обеспечивающего физическую локализацию ближней зоны ПГЗРО в виду его низкой проницаемости для подземных вод и способности задерживать радионуклиды в случае разгерметизации металлического контейнера с РАО в силу высоких сорбционных характеристик по отношению в основном к их катионным формам [2]. Наряду с бентонитом при изоляции РАО в глубинных геологических формациях широкое применение находят цемент и бетон, которые могут использоваться как в качестве вспомогательного элемента СИБ, служащего для предотвращения снижения плотности компактированного бентонита в виду образования коллоидных частиц под действием подземных вод и находящегося с ним в непосредственном контакте внутри тоннелей или скважин ПГЗРО, либо выполняющего функцию буферного материала для отходов с низким тепловыделением [3]. В обоих перечисленных случаях для прогнозирования долгосрочной безопасности необходимо учитывать как индивидуальные трансформации цементных материалов, так и граничные преобразования при контакте с другими инженерными барьерами, возникающие в условиях ПГЗРО.

Для каждого элемента СИБ, как для бентонита [4] так и для бетонных конструкций, существуют свои функции безопасности, выполнение которых и является критическим при выборе материала барьера. С целью прогнозирования сохранения функций безопасности в рамках «Комплексной программы исследований в обоснование долговременной безопасности захоронения РАО в ПГЗРО с оптимизацией его эксплуатационных параметров» был разработан лабораторный цикл исследований эволюции бетонных материалов в модельных условиях пункта геологической изоляции РАО в Нижнеканском массиве, схема которого, включающая в себя выполненный и освещённый в рамках данной работы этап (2022-2023 гг.), представлена на «Рис. 1».

Для проведения исследований в качестве перспективных для использования в ПГЗРО были выбраны следующие бетонные смеси: бетон на основе обычного портландцемента (ОПЦ); цементно-известковый буфер Nirex Reference Vault Backfill (NRVB); алюминатный бетон (АБ).

Тонкость помола цемента исследовалась методом низкотемпературной адсорбции азота на анализаторе Quadrasorb SI/Kr и составила 11410 и 5530 см²/г для ЦЕМ I 52,5Н и ГЦ-35 50, соответственно. Глинозёмистый цемент имеет тонкость помола в пределах средних значений (3000-8000 см²/г), в то время как для ЦЕМ I 52,5Н оно является избыточным и обуславливает его высокую водопотребность, выявленную при определении нормальной густоты на приборе Вика.

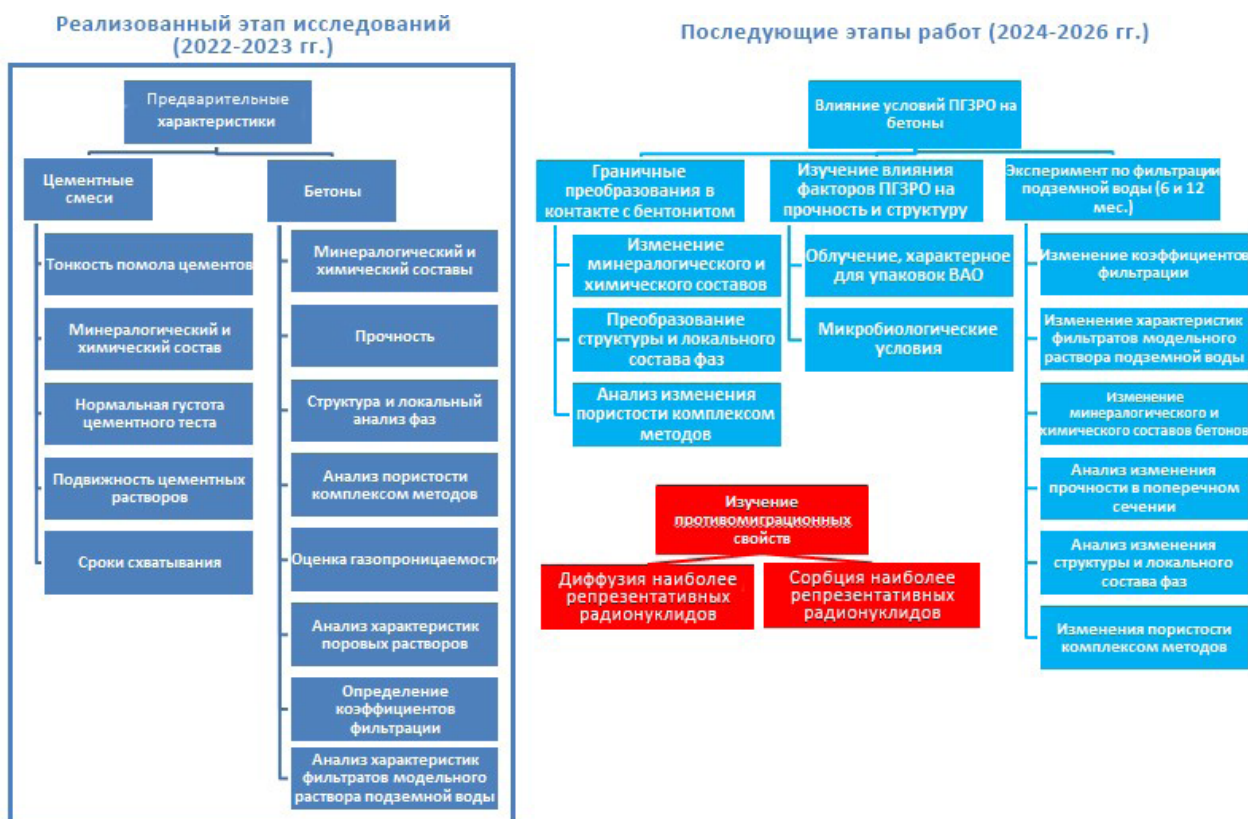


Рис. 1. Схема лабораторного цикла исследований, направленного на изучение эволюции бетонных материалов в модельных условиях ПГЗРО

Подвижность бетонных смесей изучалась при помощи конуса растекаемости КР-1 и прибора ПГР-1. В результате установлено, что метод определения подвижности при помощи конуса КР-1 не позволяет точно установить способ изготовления бетонных барьеров в ПГЗРО и, что алюминатный бетон может использоваться для механического нанесения при помощи насоса, т.к. его растекаемость составила > 180 мм. При помощи прибора ПГР-1 было выявлено, что ОПЦ и АБ могут быть использованы при ручном и механизированном способе нанесения бетонной смеси соответственно, а NRVB может применяться при механизированной подаче раствора, что соответствует их назначению в качестве барьерных материалов.

Для изучения гидроизоляционных свойств и минеральных преобразований при контакте с подземной водой участка «Енисейский» Нижнеканского гранитоидного массива горных пород, выбранного для создания на его территории ПГЗРО, была спроектирована и изготовлена лабораторная установка, с помощью которой через цилиндрические образцы исследуемых бетонов, отверждённых в течение 28 сут, пропускался модельный раствор подземной воды под давлением 1 МПа при комнатной температуре. В результате её работы были получены начальные значения коэффициентов фильтрации исследуемых материалов, составившие $1,77 \cdot 10^{-11}$, $6,31 \cdot 10^{-8}$, $6,19 \cdot 10^{-11}$ см/с для образцов ОПЦ, NRVB и АБ, соответственно. Поскольку гидравлическая проницаемость бетонов должна быть сопоставима со значениями, полученными для вмещающих пород хранилища и для гранитов составляющие порядка 10^{-8} [5], то с точки зрения гидроизоляционных свойств используемые составы могут быть использованы в ПГЗРО.

Оценка паропроницаемости показала, что все исследуемые бетонные составы обладают сверхнормативными показателями паропроницаемости, характерными для лёгких пористых бетонных материалов ($> 0,03$ мг/(м·ч·Па)) и ожидается, что они окажутся в высокой мере газопроницаемыми.

Аналитические данные о механической прочности при испытаниях на сжатие и изгиб, а также минералогические и химические составы исследуемых цементов и бетонов, химический состав и электрохимические параметры их поровых растворов и фильтратов модельного раствора подземной воды, полученные в ходе исследований, позволяют контролировать состояние бетонного барьера и являются основными параметрами для моделирования долгосрочных эволюционных процессов изучаемых барьерных материалов в условиях ПГЗРО на участке «Енисейский» при помощи расчётного кода PhreeqC.

Список литературы

1. Ojovan M.I., Steinmetz H.J. *Approaches to Disposal of Nuclear Waste // Energies*. 2022. Vol. 15, № 20. P. 7804.
2. Крупская В.В., Закусин С.В., Лехов В.А. и др. Изоляционные свойства бентонитовых барьерных систем для захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве // *Радиоактивные отходы*. 2020. Т. 10, № 1. С. 35–55.
3. Tyupina E.A., Kozlov P.P., Krupskaya V.V. *Application of Cement-Based Materials as a Component of an Engineered Barrier System at Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste—A Review // Energies*. 2023. Vol. 16, № 2. 605.
4. Крупская В.В., Тюпина Е.А., Закусин С.В. и др. Обоснование выбора глинистых материалов для разработки инженерных барьеров безопасности при изоляции РАО в ПГЗРО на участке недр «Енисейский» // *Радиоактивные отходы*. 2023. № 2 (23) (в печати).
5. García Calvo J.L. et al. *Development of low-pH cementitious materials for HLRW repositories. Resistance against ground waters aggression // Cem. Concr. Res. Elsevier Ltd, 2010. Vol. 40, № 8. P. 1290–1297.*



ВЛИЯНИЕ ТЕРМОХИМИЧЕСКОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ НА ПРЕОБРАЗОВАНИЯ СОСТАВА, СТРОЕНИЯ И СВОЙСТВ БЕНТОНИТОВ

Крупская В.В.^{1,2}, Закусин С.В.^{1,2}, Закусина О.В.¹, Морозов И.А.¹, Тюпина Е.А.³

¹Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии Российской академии наук (ИГЕМ РАН), г. Москва, Россия

²Московский государственный университет имени М.В. Ломоносова (МГУ им. М.В. Ломоносова), г. Москва, Россия

³Российский химико-технологический университет имени Д.И. Менделеева (РХТУ им. Д.И. Менделеева), г. Москва, Россия

Аннотация:

в докладе представлены сводные результаты экспериментов с бентонитами, исследуемых в качестве буферного материала для инженерных барьеров безопасности, при термохимическом воздействии в различных условиях. Рассматриваются как наиболее негативные воздействия, так и реалистичные условия.

Ключевые слова:

пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО), буферные материалы, бентонит, монтмориллонит, инженерные барьеры безопасности (ИББ), глинистые материалы, радиоактивные отходы.

Абсолютное большинство концепций могильников для высокоактивных отходов (ВАО) в глубинных геологических формациях включают в себя инженерные барьеры безопасности (ИББ), одним из ключевых компонентов которых являются бентонитовые глины [1,2]. При обустройстве приповерхностных хранилищ для низко- и среднеактивных отходов широкое распространение получила практика создания глинистых экранов [3]. На изоляционные свойства глинистых барьеров неизбежно влияют различные среды, воздействующие на барьеры и способные снизить их изоляционные свойства. Например, присутствие цементных материалов создает высокощелочную среду, в которой при $\text{pH} = 13$ и выше может происходить преобразование кристаллической структуры монтмориллонита, что приведет к изменению характеристик поверхности, ёмкости катионного обмена, показателей гидроизоляционных свойств [4].

Для создания в Российской Федерации пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) разрабатывается концепция с использованием компактированных глинистых материалов как основного компонента ИББ. В этой концепции находящийся в буферной зоне бентонитовый глинистый материал высокой плотности будет контактировать с разными компонентами барьера, например с материалом контейнера с ВАО и бетоном [5]. В связи с этим, несмотря на кажущуюся изученность бентонитов, многие вопросы преобразования состава и свойств бентонитов в условиях подземных захоронений остаются открытыми.

Характеристика преобразования в условиях ПГЗРО, в частности монтмориллонита и бентонитовых глин в целом, является важной и актуальной задачей для прогноза безопасности захоронения на ближнюю и дальнюю перспективы. В качестве модельных условий могут приниматься как наиболее негативные воздействия (например, воздействие концентрированными кислотами при повышенной температуре), которые не будут достигнуты в условиях глубинного захоронения, так и наиболее приближенные к реальным условиям. В первом случае результаты исследований позволят определить критические параметры для бентонитов, которые являются необходимой информацией для прогнозирования функций безопасности. Во втором случае, при проведении экспериментов в наиболее реалистичных условиях можно получить необходимые данные для уточнения прогнозных моделей на ближнюю и дальнюю перспективы.

Исходя из этого был поставлен ряд задач по выявлению особенностей поведения бентонитов в модельных условиях подземного глубинного захоронения РАО с учетом развития негативных сценариев, а также изучение изоляционных свойств компактированных бентонитов с обоснованием критериев для выбора материала буферной зоны ПГЗРО с учетом долгосрочной перспективы эксплуатации.

В качестве исследуемых материалов выбраны бентониты крупных месторождений РФ и ближайшего зарубежья, которые могут быть рассмотрены как перспективное сырье для создания буферного слоя в ПГЗРО в кристаллическом массиве на участке Енисейский (Красноярский край): 10-й Хутор (респ. Хакасия), Зырянское (Курганская обл.), Таганское (респ. Казахстан), Даш-Салахлинское (респ. Азербайджан).

В рамках исследований были проведены несколько серий экспериментов, позволяющих выявить структурные критерии стабильности в условиях ПГЗРО, которые включали преобразование бентонитов под воздействием растворов неорганических кислот, щелочей, модельной воды массива различного pH, а также в условиях воздействия растворов после выщелачивания бетонов.

В ходе выполнения работ была выявлена роль структурных особенностей монтмориллонита в потенциальных преобразованиях бентонитов в условиях ПГЗРО, показано, что ключевым фактором, определяющим стабильность бентонитов в условиях модельных экспериментов, являются заряд слоя, количество изоморфных замещений, соотношение цис-/транс-вакантных октаэдров. Проведенные исследования позволяют рекомендовать бентонит месторождения 10-й Хутор, проявляющий высокую стабильность в условиях глубинного захоронения радиоактивных отходов, а также в условиях негативных факторов в присутствии продуктов выщелачивания бетонов при повышении pH >12.5.

Работы выполнены при частичном финансировании государственного задания ИГЕМ РАН.

Список литературы

1. Kaufhold S., Dohrmann R., Ufer K. et al. Interactions of bentonite with metal and concrete from the FEBEX experiment: mineralogical and geochemical investigations of selected sampling sites // *Clay Minerals*. – 2018. – Т. 53. – №. 4. – С. 745-763.
2. Крупская В. В., Закусин С. В., Лехов В. А. и др. Изоляционные свойства бентонитовых барьерных систем для захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве // *Радиоактивные отходы*. — 2020. № 1 (10). – С. 35 – 55.
3. В. И. Мальковский, С. В. Юдинцев, В. С. Гупало. Оценка безопасной изоляции твердых радиоактивных отходов в приповерхностных хранилищах. // *Атомная энергия*, Том 126, № 2 (2019), стр. 102-108.
4. Morozov I., Zakusin S., Kozlov P. et al. Bentonite-concrete interactions in engineered barrier systems during the isolation of radioactive waste based on the results of short-term laboratory experiments // *Applied Sciences*. – 2022. –Vol. 12, no. 6. – P. 3074.
5. Tyupina E. A., Kozlov P. P., Krupskaya V. V. Application of Cement-Based Materials as a Component of an Engineered Barrier System at Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste—A Review // *Energies*. – 2023. – Vol. 16. – №. 2, 605.



АНАЛИЗ ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ И ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В МОРСКИХ И ПРЕСНЫХ ВОДОЕМАХ (НА ПРИМЕРЕ ДАЛЬНЕВОСТОЧНОГО РЕГИОНА)

Кузьменкова Н.В.¹, Рожкова А.К.¹

¹ Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева, г. Москва

Аннотация

в докладе представлены результаты анализа трансурановых элементов и продуктов деления в морской воде, взвешенном веществе и кернах донных осадков озера Ханка, а также Уссурийского и Амурского заливов. Удельные активности, а также соотношение изотопов $^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}$ ($\sim 0,18$) в донных осадках определенно указывают, что основным источником поступления плутония являются глобальные выпадения. Определены скорости осадконакопления для Амурского залива (в эстуарии р. Раздольная) – 0,9 мм/год; для Уссурийского залива – 4,1 мм/год. Установлены коэффициенты перехода актинидов для залива Петра Великого: «растворенные формы, включая коллоиды – взвешенное вещество – донный осадок».

Ключевые слова

актиниды, озеро Ханка, Уссурийский и Амурский заливы, морская и пресная вода, донные осадки, взвешенное вещество

Разработка экспрессных, селективных и эффективных методик выделения радионуклидов из объектов окружающей среды и подготовка счетных образцов для масс-спектрометрических измерений является актуальной проблемой современной радиоэкологии. Через десять лет после аварий на станции Фукусима-1 правительство Японии приняло решение сбросить более миллиона тонн жидких радиоактивных отходов в Мировой океан [1]. Согласно отчетам по мониторингу водоочистных сооружений, проводимым Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated (TEPCO) (TEPCO, 2012-2020 гг.), управлением по ядерному регулированию Японии (NRA) (NRA, 2013-2020 гг.), накопленные жидкие радиоактивные отходы в основном содержат ^3H , ^{14}C , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{125}Sb , ^{90}Sr , ^{129}I , ^{99}Tc , ^{106}Ru и ^{238}Pu [2; 3]. Среди радионуклидов, попавших в Мировой океан, наибольшее значение имеют продукты деления – ^{90}Sr и ^{137}Cs , а также актиниды – $^{238,239,240}\text{Pu}$, ^{237}Np и ^{241}Am . Локальный вклад в воды Тихого океана в районе Японского моря внесли выпадения радиоактивных осадков в результате американских и французских испытательных программ и сброса ядерных отходов [4].

Целью нашего исследования была количественная оценка распределения Pu, Np и Am в системе вода – взвешенное вещество – донные отложения для озера Ханка, Амурского и Уссурийского заливов. Кроме того, важно было определить актуальное на сегодняшний день содержание Pu, Np и Am в воде, взвешенном веществе и донных осадках, т.к. данные по концентрации этих элементов представляют особую ценность для будущих исследований по оценке дозовой нагрузки и биоаккумуляции в морской среде.

В июле и августе 2021-2023 проведен отбор проб почвы, воды, взвеси и донных осадков залива Петра Великого и озера Ханка. Для отбора керна донных отложений использовался модифицированный поршневой бур ударного типа [5] с диаметром пробоотборника 110 мм. Было отобрано 2 керна: один в Амурском (глубина отбора 10,3 метра, мощность 52 см) и один в Уссурийском заливе (глубина отбора 12 метров, мощность 32 см). Кроме того, на трех точках в Уссурийском заливе через полипропиленовые фильтры переменной пористости с размером пор 1-5 мкм, было прокачено от 5000 до 6500 литров морской воды. В озере Ханка было отобрано 5 кернов донных осадков. Полученные керны разрезались с шагом 0,5 или 1 см, а затем пробы были просушены и перетерты.

Определение Np, Pu и Am проводилось методом тандемного квадрупольного ИСП-МС/МС (Agilent 8800) в Университете Ланчжоу (Китай). Проба (около 5 г) взвешивалась в стакане и озольалась при 450 °C в течение 10 ч для удаления органических веществ, в озольную пробу добавляли метки: ^{242}Pu и ^{243}Am ($\sim 0,05$ Бк каждого на пробу). После разбавления водой (MiliQ), добавляли NH_3 для стабилизации pH 8-9. Осадок растворяли в HCl, валентные состояния Np и Pu корректировали до Pu(IV) и Np(IV) с помощью KHSO_5 и HNO_3 , приготовленный раствор загружали на колонку TEVA (2 мл). Промывали 100 мл 4 М HNO_3 , с помощью 60 мл 6 М HCl смывали торий, который может присутствовать в природных образцах. Фракцию Np/Pu смывали с помощью 40 мл 0,1 М $\text{NH}_2\text{OH}\cdot\text{HCl}$ -2 М HCl. Для отделения америция использовали колонку DGA (2 мл). Америций смывали с помощью 40 мл 0,5 М HCl. Подробная методика описана в работе [6]. Пределы обнаружения составляют: 1,8 фг (0,047 мкБк)

для ^{237}Np , 6,7 фг (15,4 мБк) для ^{239}Pu , 3,0 фг (25,2 мБк) для ^{240}Pu и 0,9 фг (114,2 мБк) для ^{241}Am .

Удельная активность ^{137}Cs определила территорию как незагрязненную радионуклидами. Здесь отсутствует влияние каких-либо радиационных катастроф, а уровень цезия определяет только глобальные выпадения. Средние значения содержания радиоцезия в 30-ти сантиметровой толще почв и донных осадков всех точек варьировали от $11,1 \pm 9,7$ до $5,6 \pm 7,2$ Бк/кг. При этом плотность загрязнения низкая и не превышала 150 Бк/м² для всех исследованных профилей. Установлены фоновые уровни ^{137}Cs и естественных радионуклидов для почв региона. ^{137}Cs – 18-177 Бк/м²; ^{238}U и ^{232}Th – 500-1800 Бк/м²; ^{40}K – 1300-11000 Бк/м² соответственно.

Удельные активности актинидов в Амурском заливе выше, чем в Уссурийском примерно в два раза. Это может указывать на сильный их вынос с водосбора рекой Раздольная, в эстуарии которой находится точка отбора керна в Амурском заливе. В воде залива Петра Великого обнаружены очень малые концентрации радионуклидов, таких как Np, Pu и Am. Удельная активность ^{237}Np составляет $19-105 \times 10^{-3}$ мБк/м³; ^{239}Pu – от 2,0 до 5,3 мБк/м³, ^{241}Am колеблется в диапазоне от 24,1 до 33,5 мБк/м³. Изотопные соотношения Pu в воде залива Петра Великого и совпадение вертикальных профилей распределения Np, Pu, Am указывают на глобальные выпадения как основной источник поступления актинидов в воду. Анализ актинидов в фильтрах с порами 1-5 мкм показал наличие актинидов в частицах указанного размера (взвешенного вещества) (Таб. 1). Америций в фильтрах был ниже предела обнаружения, что указывает на его миграцию преимущественно в растворенном состоянии.

Точка	$^{237}\text{Np}, \times 10^{-3} \text{ мБк/м}^3$	$^{239}\text{Pu}, \text{ мБк/м}^3$	$^{240}\text{Pu}, \text{ мБк/м}^3$
6500	$30,4 \pm 1,08$	$0,14 \pm 0,02$	$0,07 \pm 0,002$
5000	$21,0 \pm 0,82$	$0,11 \pm 0,03$	$0,07 \pm 0,002$
5300	$11,4 \pm 0,44$	$0,07 \pm 0,01$	$0,03 \pm 0,002$

Таблица 1. Содержание актинидов во взвешенном веществе размером 1-5 мкм.

Результаты исследования взвешенного вещества показывают, что при выходе в открытое море количество взвешенного вещества и количество актинидов в нем уменьшается. Это может указывать на так называемый «эффект разбавления» при условии большего перемешивания водных масс. Коэффициенты распределения (взвешенное вещество-вода) составили 0,11-0,3; 0,02-0,07 для ^{237}Np , $^{239,240}\text{Pu}$ соответственно. Таким образом, в данной работе мы количественно оценили распределение актинидов во взвешенном веществе размером 1-5 мкм в заливе Петра Великого. Количество нептуния и плутония, мигрирующего со взвешенным веществом размером 1-5 мкм оценивается в 0,04% для плутония и 0,1% для нептуния. Установлены коэффициенты перехода актинидов в заливе Петра Великого: растворенные, включая коллоиды – взвешенное вещество (1-5 мкм) – донный осадок для морской среды (Табл. 4).

	^{237}Np	$^{239,240}\text{Pu}$
Взвешенное вещество	0,11-0,30	0,02-0,07
Донные осадки	1262-1352	36842-46875

Таблица 4. Коэффициенты перехода (л/кг) для взвешенного вещества (1-5 мкм) и донных осадков (среднее значение) Залива Петра Великого (отношение удельной активности в объекте к удельной активности в воде).

Основная масса этих актинидов содержится в донных осадках (>99%). Америций обнаружен только в воде (в растворенной форме) и донных осадках.

Список литературы

1. Chang Y.-C., Zhao X., Han Y. Responsibility under international law to prevent marine pollution from radioactive waste//Ocean & Coastal Management, 2022, Vol. 227, P. 106294.
2. TEPCO : Result of Radioactive Analysis around Fukushima Daiichi Nuclear Power Station(January, 2020).
3. Lu Y., Yuan J., Du D., Sun B., Yi X. Monitoring long-term ecological impacts from release of Fukushima radiation water into ocean// Geography and Sustainability, 2021, Vol. 2, No. 2, P. 95-98.
4. Hirose K., Amano H., Baxter M.S., Chaykovskaya E., Chumichev V.B., Hong G.H., Isogai K., Kim C.K., Kim S.H., Miyao T., Morimoto T., Nikitin A., Oda K., Pettersson H.B.L., Povinec P.P., Seto Y., Tkalin A., Togawa O., Veletova N.K. Anthropogenic radionuclides in seawater in the East Sea/Japan Sea: Results of the first-stage Japanese–Korean–Russian expedition//Journal of Environmental Radioactivity, 1999, Vol. 43, Anthropogenic radionuclides in seawater in the East Sea/Japan Sea, No. 1, P. 1-13.
5. Nesje A. A Piston Corer for Lacustrine and Marine Sediments//Arctic and Alpine Research, 1992, T. 24, N 3, C. 257-259.
6. Luo M., Xing S., Yang Y., Song L., Ma Y., Wang Y., Dai X., Happel S. Sequential analyses of actinides in large-size soil and sediment samples with total sample dissolution//Journal of Environmental Radioactivity, 2018, T. 187, C. 73-80.



ОРГАНИЗАЦИЯ ОТБОРА ПРОБ ОБЪЕКТОВ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ НА СЕЛИТЕБНЫХ ТЕРРИТОРИЯХ ФГУП «ПО «МАЯК»

Кураносов Н.В.¹, Перепелкина А.Е.¹, Яркова Т.А.¹

¹Федеральное государственное унитарное предприятие «производственное объединение «Маяк»,
г. Озерск, Россия

Аннотация

в докладе приведен порядок организации отбора проб объектов окружающей среды для оценки реальной или потенциальной возможной дозы облучения персонала и населения, минимизации или исключения рисков воздействия ионизирующего излучения на персонал предприятия, населения, проживающего на территории зоны наблюдения предприятия.

Ключевые слова

объект использования атомной энергии (ОИАЭ), отбор проб, контроль выпадений в приземном слое атмосферы

Группой радиационного и экологического мониторинга (РЭМ) отдела охраны окружающей среды и экологической безопасности (ОООСиЭБ) службы экологии

ФГУП «ПО Маяк» проводится радиационный контроль на территории санитарно-защитной зоны (СЗЗ) и зоны наблюдения (ЗН) предприятия, который организован на основании требований федеральных законов [1], [2], [3], санитарных правил [4], [5] и т.д. При проведении радиационного контроля контролируется содержание радионуклидов в воздухе, почве, растительности, воде, снежном покрове.

Первым этапом при проведении радиационного контроля является отбор проб объектов окружающей среды. Для отбора проб используются четыре транспортных средства марок: УАЗ-3909, Урал 4320, Ford mobilab. К объектам отбора относятся: фильтрующий материал пробоотборного оборудования- фильтрующий элемент конуса (марля), фильтрующий элемент планшета (ткань Петрянова (ФПП-15-1,5), почва, растительность, снежный покров, вода поверхностная, донные отложения.

Перед началом работ по отбору проб в обязательном порядке проводится оформление разрешительных документов (наряды-допуска, путевые листы), проверка работоспособности дозиметрических приборов и проверка целостности кожных покровов персонала с записью в соответствующие журналы, подготовка пробоотборного оборудования (прикрепление фильтрационного материала на конус, раскрой фильтрационного материала для планшетов). В связи с тем, что обследуемая территория очень большая (площадь СЗЗ составляет 252, 4 км², а ЗН – 190 км²) и имеет очень много труднодоступных мест, при отборе проб используется седиментационный метод с использованием пробоотборного оборудования «Конус». Данный метод является индикаторным, но для ведения радиационного контроля при таких условиях подходит, так как целью радиационного контроля является не превышение значений опытных измерений контрольных уровней, установленных санитарными правилами [5]. При отборе проб почвы, снежного покрова используется метод конверта, почва отбирается лопатой на глубину 5 см, растительность срезается серпом от основания земли полностью. Емкость для отбора проб воды используется одноразовая или подготовленная аттестованной измерительной лабораторией. По окончании отбора: оформляются акты отбора проб по установленному образцу, проводится заполнение журналов учета, а пробы передаются на исследование/испытание в лаборатории ФГУП «ПО «Маяк» и ФГБУЗ «ЦГиЭ № 71» ФМБА России. В конце месяца выпускается ежемесячный отчет о текущей деятельности группы по отбору проб. За 2022 год группой радиационного и экологического мониторинга отдела охраны окружающей среды службы экологии предприятия было отобрано 2211 проб объектов окружающей среды, что составляет примерно ¼ часть всех проб, которые отбираются разными подразделениями на ФГУП «ПО «Маяк» в течение года.

Проблемы, возникающие при выполнении работ по отбору проб: утрата проб в результате неконтролируемых действий животных или населения; невозможность отбора проб в срок из-за погодных явлений (пересыхание или промерзание воды в точках пробоотбора, целина снежного покрова в зимний период) или присутствие в местах отбора крупных диких животных (кабаны, лоси). В рамках Программы развития отраслевой системы мониторинга радиационной обстановки (ОСМРО) Госкорпорации «Росатом» на 2021-2030 гг. на ФГУП «ПО «Маяк» предусмотрены мероприятия по совершенствованию пробоотборного оборудования и приведению его к единообразию в целях установления единых требований к порядку организации пробоотбора, гармонизации

подходов к проведению наблюдений и ведения мониторинга радиационной обстановки на территориях СЗЗ и ЗН организаций Госкорпорации «Росатом».

Список литературы

1. Федеральный закон от 09.01.1996 № 3 ФЗ «О радиационной безопасности населения».
2. Федеральный закон от 21.11.1995 № 170 ФЗ «Об использовании атомной энергии».
3. Федеральный закон от 30.03.1999 № 52 ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения».
4. СП 2.6.1.2612-10 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010).
5. СанПиН 2.6.1.2523-09 Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009).



ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ПРОМЫШЛЕННЫМИ ОТХОДАМИ, СОДЕРЖАЩИМИ ПРИРОДНЫЕ РАДИОНУКЛИДЫ

Муратов О.Э.

Общественный совет Госкорпорации «Росатом», г. Москва, Россия

Аннотация

в докладе приведены данные о содержании природных радионуклидов в различных видах минерального сырья и показано их концентрирование в образующихся при переработке отходах, которые имеют огромную массу и не отработаны оптимальные варианты их размещения с точки зрения радиозэкологической безопасности для населения и окружающей среды, а нормативные документы не рассматривают вопросы обеспечения радиационной безопасности при обращении с такими промышленными отходами.

Ключевые слова

природные радионуклиды, промышленные отходы, переработка минерального сырья, радиозэкологическая безопасность, удельная радиоактивность, системы обращения с отходами, радиационный контроль, нормативные документы

Радиоактивность – это естественное природное физическое явление и радиоактивными являются все элементы таблицы Менделеева с номером 82 и выше, а также некоторые элементы ее середины (^{40}K , ^{87}Rb и др.).

Наиболее распространенными природными радионуклидами (ПРН) являются ^{40}K , ^{232}Th и $^{234+235+238}\text{U}$, а ^{238}U , ^{235}U и ^{232}Th образуют три радиоактивных семейства последовательных распадов с перемежающимися α - и β -распадами, в результате которых образуются стабильные ^{206}Pb , ^{207}Pb , ^{208}Pb . Соответственно, все почвы, минералы, горные породы и руды в качестве примесей содержат ПРН, и в результате хозяйственной деятельности на поверхность Земли выносятся их огромное количество.

ПРН концентрируются в отходах переработки минерального сырья. В фосфатной промышленности в отходы переходит ~58% радионуклидов, содержащихся в исходном сырье, в титано-магниевом производстве радионуклиды полностью переходят в шлак, а количество отходов составляет 0,2-3,3 т на 1 т оксида титана. При выделении редкоземельных элементов из монацита, содержащего (6-12)% тория, удельная активность отходов составляет 144-666 Бк/г [1].

Главным источником образования промышленных отходов с повышенным содержанием ПРН является теплоэнергетика, особенно угольные ТЭС.

Все виды углей всегда содержат радионуклиды ^{238}U , ^{235}U , ^{232}Th , продукты их распада и долгоживущий ^{40}K ($T_{1/2}=1,248\cdot 10^9$ лет). Наименьшее содержание ПРН в антрацитах и каменных углях, а наибольшая – в бурых, причем, концентрации радионуклидов различаются на порядок не только в разных месторождениях, но и угольных пластах одного месторождения.

Золошлаковые отходы, которых в мире накоплено ~1,5 млрд т, составляют ~10% объема сжигаемого угля, и под их хранение отчуждено ~20 тыс. км². После сгорания в золе и шлаке остается более 90 % начальной радиоактивности угля: концентрация радионуклидов ^{40}K и ^{226}Ra в золе и шлаке увеличивается в 2-8, ^{232}Th в 3-8 и ^{210}Po в 10-20 раз, а поток радона с поверхности отвалов достигает 0,018 Бк/с*м² [2].

Главными загрязнителями нефти и газа являются ^{226}Ra , а также ^{210}Pb и ^{210}Po (продукты распада ^{222}Rn). К потокам нефти и газа примешивается вода, содержащая растворенные неактивные сульфаты и карбонаты Cu, Sr и Ba, с которыми на стенках труб соосаждается ^{226}Ra , образуя твердые соединения. Удельная активность отложений на поверхности труб, арматуры и другого оборудования достигает $1,5\cdot 10^7$ Бк/кг.

Основные виды отходов нефтегазового комплекса – осадки и отложения на трубах и технологическом оборудовании, пластовые воды и нефтешламы, удельная активность ПРН в которых приведена в табл. 1.

Учитывая, что содержание ПРН в производственных отходах, имеющих огромную массу, в сотни раз превышает их содержание в земной коре, мощность дозы гамма-излучения вблизи таких отходов иногда достигает 20-50 мкЗв/час, облучение за счет этих отходов воздействует на большее количество населения, чем РАО, не отработаны оптимальные варианты их размещения с точки зрения безопасности для населения и окружающей среды необходим радиационный контроль промышленных отходов с содержанием ПРН [3].

Радионуклид	Виды отходов		
	Пластовые воды	Осадки и отложения	Шламы
^{238}U	0,0003-0,1	0,001-0,5	0,005-0,01
^{226}Ra	0,002-1200	0,1-15000	0,05-800
^{210}Po	—	0,02-1,5	0,004-160
^{210}Pb	0,05-190	0,02-75	0,1-1300
^{232}Th	0,0003-0,001	0,001-0,002	0,002-0,01
^{228}Ra	0,3-180	0,05-2800	0,5-50

Таблица 1. Удельная активность ПРН в отходах нефтегазового комплекса, Бк/г

Однако в отечественных и международных нормативных документах отсутствуют требования по содержанию радионуклидов в минеральном сырье и промышленных отходах, а в НРБ-99/2009 определены ограничения содержания радионуклидов только в продуктах сжигания углей при использовании для строительства.

Нормативно-правовое обеспечение обращения с отходами в России регулируется двумя законами: №89-ФЗ «Об отходах производства и потребления» и №190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами». Касательно промышленных отходов с содержанием ПРН в данных законах имеются противоречия. В 89-ФЗ понятие таких отходов отсутствует и захоронение подлежащих утилизации отходов, в составе которых имеются полезные компоненты запрещено, а 190-ФЗ включает отходы с содержанием ПРН и требует их обязательное захоронение.

Кроме того, подзаконными нормативными актами не установлены требования обеспечения радиационной безопасности при захоронении промышленных отходов с содержанием ПРН.

Для обеспечения радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами, содержащими ПРН, санитарные правила СанПиН 2.6.1.2800-10 «Гигиенические требования по ограничению облучения населения за счет источников ионизирующего излучения» разделяют их на три категории в зависимости от удельной активности ПРН (Аэфф., Бк/кг):

I – $A_{эфф.} \leq 1500$; II – $1500 < A_{эфф.} \leq 10000$; III – $A_{эфф.} > 10000$

Промышленные отходы I категории могут захораниваться в местах захоронения промышленных отходов без ограничений по радиационному фактору, а II категории – на специально выделенных участках в местах захоронения промышленных отходов.

Требования к полигонам для захоронения промышленных отходов установлены санитарными правилами СанПиН 2.2.1/2.1.1.1200-03 «Санитарно-защитные зоны и санитарная классификация предприятий, сооружений и иных объектов». Однако, данный документ не рассматривает вопросы обеспечения радиационной безопасности, т.к. согласно п.1.3 его требования не распространяются на объекты, являющиеся источниками ионизирующих излучений.

В соответствии с п.6.5 обращение, в том числе захоронение, промышленных отходов с содержанием ПРН III категории должно производиться в соответствии с требованиями по обращению с радиоактивными отходами (РАО).

Согласно Постановлению Правительства от 19.10.2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам» РАО, образующиеся при деятельности по переработке сырья с повышенным содержанием ПРН, относятся к классу 6, захоронение которых разрешается на площадках эксплуатирующих организаций. Поэтому площадка для захоронения промышленных отходов с содержанием ПРН III категории должна классифицироваться как объект использования атомной энергии.

Таким образом, в настоящее время проблема обращения, включая захоронение, с промышленными отходами, содержащими ПРН остается нерешенной. Для ее решения необходимо определить статус этих отходов и внести существенные изменения в нормативно-правовые документы различного уровня.

Список литературы

1. Лисаченко Э.П., Стамат И.П. Природные радионуклиды в производственных отходах предприятий неурановых отраслей (обзор) // Радиационная гигиена, т.2, №2, 2009. с. 70-77.
2. Сидорова Г.П., К вопросу о радиоактивности углей // Вестник ЧитГУ, №4(49), 2008. с. 129-133.
3. Иванов Е.А., Шаров Д.А., Демьяненко М.В. и др. О некоторых проблемах обращения с промышленными отходами, содержащими радионуклиды // Ядерная и радиационная безопасность, №3(93), 2019. с. 1-11.



КОНДИЦИОНИРОВАНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ОТРАБОТАВШИХ ИОНООБМЕННЫХ СМОЛ КАЛИНИНСКОЙ АЭС

Осташкина Е.Е.¹, Савкин А.Е.¹, Сластенников Ю.Т.¹

НПК - Сергиево-Посадский филиал ФГУП «РАДОН», г. Сергиев Посад, Россия

Аннотация

НПК - Сергиево-Посадским филиалом ФГУП «РАДОН» выполнено кондиционирование отработавших радиоактивных ионообменных смол Калининской АЭС методом включения в полимерную матрицу с использованием разработанной и изготовленной опытно-промышленной установки. С помощью лабораторной и методической базы предприятия осуществлено подтверждение соответствия полученного полимерного компаунда и упаковок с ним показателям качества и критериям приемлемости, предусмотренным требованиями нормативной документации.

Ключевые слова

показатели качества, критерии приемлемости, полимерный компаунд, отработавшие ионообменные смолы, методики испытаний.

Во ФГУП «РАДОН» разработана и изготовлена опытно-промышленная установка кондиционирования отработавших ионообменных смол (ОИОС), реализующая технологию обезвреживания и включения ОИОС в полимерное связующее на основе эпоксидных смол российского производства методом пропитки в контейнере для захоронения [1].

В 2019 году с целью проверки работоспособности установки и возможности получения с ее использованием продукта, соответствующего требованиям нормативной документации было выполнено опытное кондиционирование ОИОС станции очистки спецстоков ФГУП «РАДОН» [2,3]. Следующим шагом по продвижению указанной технологии является подтверждение референтности установки, т.е. возможности ее применения на предприятиях отрасли для переработки накопленных ОИОС с различным фракционным составом и удельной активностью. Другая важная задача - обеспечение возможности дальнейшей передачи кондиционированных отходов Национальному оператору, что требует подтверждения соответствия полученного продукта требованиям нормативных документов. Поэтому получаемый полимерный компаунд с включенными ОИОС должен обладать показателями качества, отвечающими требованиям НП-019-15 [4], а также соответствовать критериям приемлемости для захоронения, установленным требованиями НП-093-14 [5].

С целью выполнения поставленных выше задач в 2022 г. НПК - Сергиево-Посадским филиалом ФГУП «РАДОН» были реализованы следующие мероприятия:

- отработка на опытно-промышленной установке технологии кондиционирования ОИОС, полученных от Калининской АЭС;
- разработка и аттестация необходимых методик измерений по подтверждению соответствия кондиционированных ОИОС показателям качества и критериям приемлемости в соответствии с требованиями нормативной документации [6, 7];
- проведение исследований по подтверждению соответствия полимерного компаунда с включенными ОИОС Калининской АЭС [7-9].

Список литературы

1. Савкин А.Е., Карлина О.К. Разработка технологии кондиционирования отработавших ионообменных смол//Радиоактивные отходы. 2018. № 1(2). С. 54 – 61.
2. Осташкина Е.Е., Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т. Опытнo-промышленное кондиционирование отработавших ионообменных смол Международная конференция МАГАТЭ по обращению с радиоактивными отходами International Conference on Radioactive Waste Management: Solutions for a Sustainable Future, Вена, Австрия, 1-5 ноября 2021 г.
3. Осташкина Е.Е., Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т., Суменко А.В. Опытнo-промышленное кондиционирование отработавших ионообменных смол Четвертый научно-технический семинар «Проблемы переработки и кондиционирования радиоактивных отходов», 14–18 июня 2021 г.

4. НП-019-15 «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности»
5. НП-093-14 «Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения»
6. Осташкина Е.Е., Савкин А.Е., Камаева Т.С., Кузнецова Н.М. Методическое сопровождение контроля соответствия показателям качества полимерного компаунда на основе радиоактивной отработавшей ионообменной смолы. Радиоактивные отходы. №4(21), 2022, с. 6 - 10.
7. РБ-155-20 «Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендации по порядку, объему, методам и средствам контроля радиоактивных отходов в целях подтверждения их соответствия критериям приемлемости для захоронения»
8. Осташкина Е.Е., Савкин А.Е. Радиационная стойкость органических компаундов для отверждения жидких радиоактивных отходов. Радиоактивные отходы. №3(16), 2021, с. 44-49
9. ГОСТ 12.1.044-89 Государственный стандарт Союза ССР. Система стандартов безопасности труда. Пожаровзрывоопасность веществ и материалов. Номенклатура показателей и методы их определения.



ОТЕЧЕСТВЕННЫЙ ОПЫТ И ПОДХОДЫ ИЗВЛЕЧЕНИЯ ГРАФИТА ИЗ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ

**Павлюк А.О.^{1,2}, Котляревский С.Г.², Риф А.Э.¹, Кан Р.И.², Загуменнов В.С.²,
Беспала Е.В.¹, Шевченко О.М., Шевченко А.О.**

¹ Томский политехнический университет (ТПУ), г. Томск, Россия

² Опытнo-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых
ядерных реакторов (АО «ОДЦ УГР») г. Северск, Россия

Аннотация

в докладе приведен опыт извлечения графита из кладок отечественных промышленных, энергетических и исследовательских уран-графитовых реакторов (ПУГР, РБМК, АМБ, РФТ и др.). Рассмотрены основные проблемы и особенности демонтажа графитовых кладок, включающие различия в конструкциях реакторов, ухудшение состояния графитовых кладок после длительной эксплуатации и др. Представлены технические решения и подходы, разработанные специалистами по продлению эксплуатации уран-графитовых реакторов, а также опыт по отработке технологий демонтажа графитовых кладок.

Ключевые слова

вывод из эксплуатации (ВЭ), уран-графитовый реактор (УГР), демонтаж, графитовая кладка, облученный графит

На территории Российской Федерации к настоящему времени уже остановлены все 13 промышленных уран-графитовых реактора (ПУГР), два блока с энергетическими реакторами АМБ-100 и АМБ-200 (Белоярская АЭС), реактор АМ (Калужская обл., г. Обнинск), один блок ЭГП-6 (Билибинская АЭС), два блока РБМК (Ленинградская АЭС) и один блок РБМК (Курская АЭС). В эксплуатации еще находится 8 энергоблоков РБМК и 3 энергоблока ЭГП-6. Кроме промышленных и энергетических реакторов некоторые типы исследовательских реакторов, стенды и сборки также содержат графитовые детали в составе конструкционных элементов (реактор Ф-1 и ТВР ИТЭФ, Курчатовский институт, г. Москва и др.).

За время их эксплуатации был накоплен значительный и уникальный опыт выполнения технологических операций в объеме графитовых кладок, направленный на поддержание их работоспособности, восстановление и устранение дефектов. Работы включали в себя: восстановление геометрии колонн кладки, устранение последствий инцидентов с ТВЭЛ (бурение, сухая чистка, сушка, промывка и т.д.); механическую обработку и фрагментацию графитовых блоков в объеме кладки; перестановку, извлечение и замену отдельных графитовых блоков и целых колонн в объеме кладки. Работы по извлечению графитовых колонн для продления эксплуатации выполнялись на реакторах ПО Маяк, Белоярской АЭС и Ленинградской АЭС. В 1956 году на реакторе «АИ» ПО Маяк был осуществлен первый в мире эксперимент по частичной разборке поврежденной графитовой кладки реактора. Из реактора были извлечены 400 графитовых блоков (44 графитовых колонн) и взамен установлены новые графитовые колонны. Общий период ремонтных работ составил 10 месяцев. Впоследствии реактор проработал вплоть до 1987 года.

С целью замены малоэффективных методов расточки или дробления дефектных блоков и заполнения специальной пастой на ЛАЭС были разработаны и применены новые технические решения, включая замену блоков путем их пошаговой перестановки.

Уникальный опыт был получен на ОДЦ УГР в рамках отработки технологий демонтажа графитовой кладке. В качестве объекта для отработки технологий был выбран остановленный в 2008 г. ПУГР АДЭ-5 т.к. на данном реакторе за всю историю эксплуатации не было зафиксировано серьезных инцидентов с ТВЭЛ. На момент начала работ время выдержки реактора в режиме останова составило ~10 лет. В ходе НИОКР был создан открытый доступ к графитовой кладке остановленного ПУГР АДЭ-5, позволяющий провести отработку самых различных технологических операций по демонтажу УГР с использованием дистанционного оборудования различных принципов действия. Одним из таких устройств является захват, отличается от всех существующих приспособлений [1], тем что подрыв и захват блока осуществляется посредством выдвижных кулачков, за поверхность нижнего стыка блока без воздействия на внутреннюю поверхность отверстия. Такой вариант захвата графитового блока позволяет снизить риск образования продольных трещин и разрушения графитового блока (рис. 1). Захват может применяться в составе трехкоординатного устройства [1] или робота манипулятора, что позволяет дистанционно захватывать и извлекать даже треснутые непосредственно из кладки реактора или промежуточной емкости и

обеспечивать их транспортировку. Устройство захвата успешно прошло макетные испытания и было успешно протестировано при извлечении графитовых блоков из кладки ПУТР АДЭ-5 (рис.1). Созданная 3D-модель устройства позволяет анимировать процессы захвата и поднятия блока, а также выполнить анализ напряжений в самом графитовом блоке и в устройстве, что позволяет определить предельные напряжения в блоке и кулачках и усовершенствовать конструкцию.

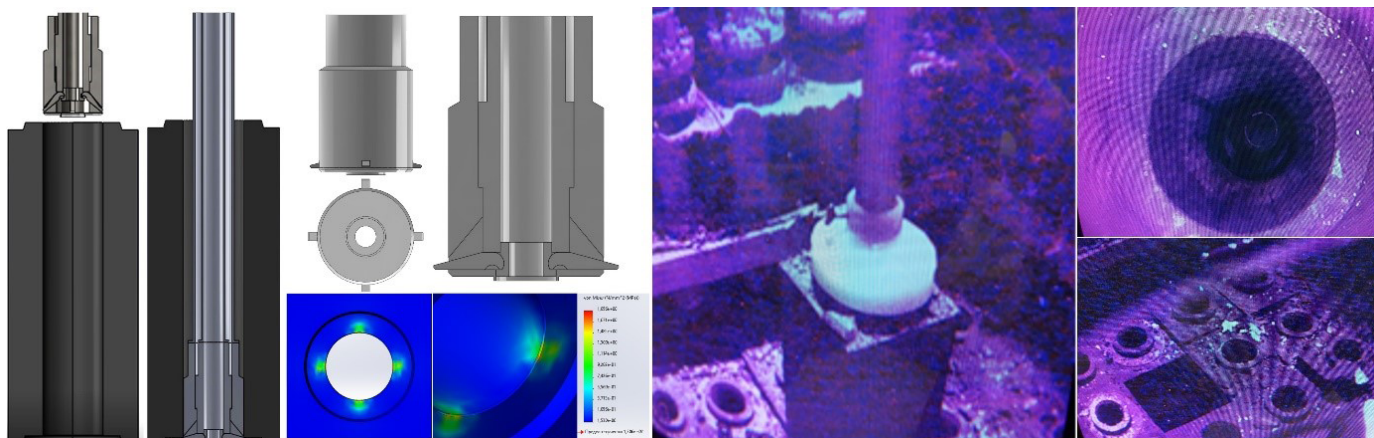


Рис. 1 - Схема устройства для захвата, подрыва и вертикального подъема цельных графитовых блоков (слева) и рабочие моменты извлечения блока из ПУТР (справа)

Представленный в докладе обзор опыта и подходов извлечения графита является одним из подготовительных этапов формирования информационного массива, который будет учитываться при разработке технологического обеспечения процесса демонтажа остановленных отечественных уран-графитовых реакторов.

Список литературы

1. Патент на изобретение РФ №2741765. Способ характеристики графитовых блоков ядерного реактора и устройство для его осуществления / Павлюк А.О., Кан Р.И., Котляревский С.Г., Михайлец А.М., Шевченко О.М., Шевченко А.О. Заявитель и патентообладатель: Российская федерация от имени которой выступает Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом». - №2020120170. заявл. 11.06.2020; опубл. 28.01.2021. Бюл.4.



ОПЫТ ПЛАЗМЕННОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НА УСТАНОВКЕ «ПЛУТОН»

Полканов М.А.

НПК — Сергиево-Посадский филиал ФГУП «РАДОН», г. Сергиев Посад МО, Россия

Аннотация:

в докладе приведены характеристики установки плазменной переработки твердых радиоактивных отходов «Плутон», показаны изменения, внесенные в состав и режимы работы установки в результате модернизации, проанализированы проблемы, возникающие при эксплуатации установки, описаны работы, направленные на совершенствование плазменной технологии.

Ключевые слова:

твердые радиоактивные отходы (ТРО), плазменно-пиролитическая переработка, автоматизированная система управления технологическим процессом (АСУТП), коэффициент сокращения объема ТРО, плазматрон, сложная морфология отходов, огнеупорные материалы, кондиционирование радиоактивных отходов, критерии приемлемости РАО для захоронения, высокотемпературные аппараты, математическая модель, газодинамические расчеты, теплофизические расчеты

ФГУП «РАДОН» приступил к практическому решению проблемы обращения с радиоактивными отходами более 60 лет назад, а 50 лет назад на предприятии была создана первая установка сжигания горючих радиоактивных отходов (РАО). Технология сжигания РАО позволяет максимально снижать объем поступающих отходов, что определило ее широкое распространение в атомной отрасли. Традиционный метод сжигания радиоактивных отходов низкой активности применяется только для горючих отходов. Для переработки отходов смешанной морфологии специалистами ФГУП «РАДОН» была разработана технология с использованием плазменных источников нагрева, позволяющая получать в одну стадию стеклоподобный продукт, пригодный для долговременного безопасного хранения.

В 2007 году в ФГУП «РАДОН» была введена в эксплуатацию опытно-промышленная установка плазменной переработки РАО «Плутон», основанная на плазменно-пиролитической технологии глубокой термической конверсии отходов.

В 2018-2020 годах была проведена реконструкция и модернизация установки «Плутон», в результате которой построена новая шахтная печь, изменены условия эксплуатации рукавного фильтра в системе газоочистки, заменены вытяжные и дутьевые вентиляторы на более высоконапорные устройства с частотными регуляторами, внедрена автоматизированная система управления технологическим процессом (АСУТП). В 2020 году установка «Плутон» вновь была передана в опытно-промышленную эксплуатацию. Также были разработаны и согласованы во ФГУП «Национальный оператор» карта контроля процесса переработки и критерии приемлемости продукта плазменной переработки ТРО 3 и 4 классов для захоронения.

Плазменная технология позволяет перерабатывать ТРО сложного морфологического состава, содержащие как горючие, так и негорючие компоненты. На переработку на установку «Плутон» поступают, согласно условиям действия лицензии, РАО очень низкого и низкого уровней активности. Продуктом плазменной переработки РАО является плавный шлак, обладающий высокой химической стойкостью. Плазменная технология применима для ТРО, образующихся при эксплуатации и выводе из эксплуатации АЭС и радиохимических предприятий, а также накопленных ранее в хранилищах.

Плазменный метод обеспечивает сокращение объема РАО в десятки раз, снижение потребности в сертифицированных контейнерах и экономии объема хранилищ радиоактивных отходов, исключает ряд операций кондиционирования отходов. С учетом кондиционирования РАО перед захоронением, плазменная переработка снижает затраты на обращение с РАО на 15 – 25 % по сравнению с традиционными методами сжигания и прессования отходов. Сортировка РАО по морфологии и классификация по радиационным показателям в местах их образования существенно снижает затраты на обращение с радиоактивными отходами, образующимися при эксплуатации научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ и выводе из эксплуатации радиационно-опасных объектов.

Для повышения ресурса эксплуатации огнеупорных материалов плавителя и продолжительности

межремонтного периода шахтной печи проводятся лабораторные испытания образцов специальных огнеупоров различных производителей, подобрана флюсующая добавка, снижающая температуру плавления и вязкость расплава шлака.

Успешная эксплуатация сложной и энергонасыщенной установки от опыта и квалификации работников на всех рабочих местах, поэтому проводится периодическое теоретическое и практическое обучение персонала, начиная с начальника смены и оператора пульта управления и заканчивая переработчиками РАО.

В 2019 – 2022 годах успешно выполнена научно-исследовательская работа по созданию математической модели, проведению газодинамических и теплофизических расчетов для вариантов устройства шахтной печи и камеры сжигания пирогаза установки «Плутон» с целью оптимизации режимов плазменной переработки ТРО, соисполнителем которой выступил Институт тепло- и массообмена имени А.В. Лыкова Национальной академии наук Беларуси. В результате НИР разработаны предложения по оптимизации конструкции и режимов эксплуатации шахтной печи и камеры сжигания пирогаза установки «Плутон».

На следующем этапе в 2023 – 2024 годах корректность математической модели и предложений по изменению конструкции и режима работы плавителя шахтной печи будут проверены при испытаниях макета плавителя в Институте тепло- и массообмена им. А.В. Лыкова в Минске. Работы финансируются из специального резервного фонда № 3 Госкорпорации «Росатом».

Результаты научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ будут использованы для создания перспективной установки плазменной переработки радиоактивных отходов различной морфологии на объектах использования атомной энергии Госкорпорации «Росатом» или в составе второй очереди Комплекса переработки РАО, создаваемого в настоящее время на площадке Сергиево-Посадского филиала ФГУП «РАДОН».



ВАРИАНТЫ ОБРАЩЕНИЯ С ЖРО АЭС НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т., Осташкина Е.Е.

НПК - Сергиево-Посадский филиал ФГУП «РАДОН», Сергиев Посад, Россия

Аннотация

НПК - Сергиево-Посадским филиалом ФГУП «РАДОН» на примере проектных данных ЖРО АЭС «Аккую» выполнено сравнение трех вариантов переработки всех типов ЖРО АЭС: раздельное цементирование; совместное цементирование; ионоселективная очистка кубового остатка, включение ИОС в полимерный компаунд и цементирование остальных типов ЖРО. На основании обработки результатов лабораторных экспериментов и опытных работ показано, что при использовании последнего варианта объем кондиционированных ЖРО, направляемых на захоронение, значительно меньше, чем по остальным вариантам

Ключевые слова

жидкие радиоактивные отходы, кондиционирование ЖРО АЭС; цементирование, ионоселективная очистка, включение ИОС в полимерный компаунд

При эксплуатации АЭС основными ЖРО являются:

- кубовые остатки (КО);
- отработавшие фильтроматериалы, в основном, ионообменные смолы (ИОС);
- шламы трапных вод (Ш).

В настоящее время для переработки КО АЭС РФ используют глубокое упаривание (Нововоронежская и Балаковская АЭС), битумирование (Ленинградская и Калининская АЭС), ионоселективную очистку (Кольская АЭС) и цементирование (Ростовская АЭС). Переработку ИОС и Ш в настоящее время на АЭС РФ не проводят из-за отсутствия технологий и установок. Чтобы повысить конкурентоспособность российских АЭС нового поколения, необходимо решить проблему обращения со всеми образующимися ЖРО.

После серии лабораторных и опытных работ было проведено сравнение трех вариантов переработки всех типов ЖРО АЭС:

- 1 - Раздельное цементирование всех типов ЖРО;
- 2 - Совместное цементирование всех типов ЖРО;

3 – ионоселективная очистка КО + включение ИОС в полимерный компаунд + цементирование остальных типов ЖРО.

Сравнение проводили на примере проектных данных ЖРО АЭС «Аккую».

В блочном здании УКС с одного блока образуется 2900 м³/год трапных вод, из них после выпаривания получают кубовый остаток в объеме 53,6 м³/год с концентрацией 150 г/л, который концентрируют до 800 г/л для последующего цементирования. Годовой объем других ЖРО с одного блока составляет:

САО: ИОС - 6,85 м³, селективный сорбент (С) - 0,13 м³, шлам (Ш) - 1,4 м³.

НАО: ИОС – 5,7 м³, С - 0,13 м³.

Были приняты следующие показатели цементного компаунда (ЦК) [1 - 3]:

Соленополнение ЦК – 30 масс. %.

Включение ИОС в ЦК – 10 масс. %.

Включение Ш в ЦК – 50 масс. %.

Включение С в ЦК – 30 масс. %.

По третьему варианту КО перерабатывают по технологии ионоселективной очистки. При этом количество образующихся РАО составляет: 0,5 об. % - в виде отработавшего сорбента в фильтр-контейнере и 0,5 масс. % - в виде пульпы осадка от озонирования кубового остатка, которую цементируют [1 - 3]. ИОС САО обезвреживают и включают в полимерный компаунд во вставку к контейнеру НЗК, а ИОС НАО – в контейнере КМЗ-РАДОН-ИОС [4 - 6].

При использовании третьего варианта объем кондиционированных ЖРО, направляемых на захоронение, составляет 34,8 м³/год, что значительно меньше, чем по первому и второму вариантам (214 и 171 м³/год, соответственно).

Проведено опробование ионоселективной очистки кубового остатка Нововоронежской АЭС-2,

подтвердившее расчетные величины коэффициента сокращения объема РАО.

Список литературы

1. А.Е. Савкин, Е.Е. Осташкина, Ю.Т. Сластенников. Разработка рецептуры цементного компаунда для отверждения кубового остатка АЭС нового поколения с реактором ВВЭР-1200 // Радиоактивные отходы. 2023. № 1 (22). С. 17—22.
2. А.Е. Савкин. Разработка и испытания технологии переработки жидких радиоактивных отходов АЭС // Радиохимия, 2011, т. 53, N 5, С. 470—473.
3. Варлаков А. П., Жеребцов А. А., Германов А. В., Маряхин М. А., Варлакова Г. А., Петров В. Г., Калмыков С. Н., Крапивина М. К. Цементирование радиоактивных отходов методом горячего прессования в контейнере // Радиоактивные отходы. 2022. № 3 (20). С. 19—29.
4. Савкин А.Е., Осташкина Е.Е., Павлова Г.Ю., Карлина О.К. Опытная переработка отработавших ионообменных смол // ВАНТ, серия: Материаловедение и новые материалы— 2016. №3 (86). С. 40 – 49.
5. Савкин А.Е., Карлина О.К. Разработка технологии кондиционирования отработавших ионообменных смол // Радиоактивные отходы. 2018. № 1(2). С. 54 – 61/
6. Осташкина Е. Е., Савкин А. Е., Камаева Т. С., Кузнецова Н. М. Методическое сопровождение контроля соответствия показателям качества полимерного компаунда на основе радиоактивной отработавшей ионообменной смолы // Радиоактивные отходы. 2022. № 4 (21). С. 6—12.



КЛЮЧЕВЫЕ ПРОБЛЕМЫ СФЕРЫ ВЭ ОИАЭ. РЕЗУЛЬТАТЫ ПРАКТИЧЕСКОГО ПРИМЕНЕНИЯ ПЛАТФОРМЫ DIGITAL DECOMMISSIONING

Тихоновский В.Л., Гуралев С.С.

АО Группа компаний «НЕОЛАНТ», г. Москва, Россия

Аннотация

в статье представлено описание основных проблем, связанных со сбором и анализом документации объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) при их выводе из эксплуатации (ВЭ). Рассмотрена практика применения цифровых моделей объектов, которая позволяет решить ключевые проблемы и увеличить качественные показатели производства работ.

Ключевые слова

вывод из эксплуатации объектов использования атомной энергии, комплексное инженерно-радиационное обследование, цифровая модель, исполнительная инженерно-радиационная модель.

Вывод из эксплуатации - стратегически важный завершающий этап жизненного цикла ОИАЭ. Подготовка проектной документации для работ по ВЭ - достаточно длительный процесс, который может быть ускорен за счет внедрения цифровой исполнительной инженерной модели выводимого из эксплуатации объекта использования атомной энергии.

Ключевыми проблемами для отрасли ВЭ, препятствующими повышению ее эффективности в целом, являются:

- **Некорректная оценка стоимости ВЭ.** Одной из основных причин возникновения проблемы некорректной оценки стоимости ВЭ является проблема неактуальных исходных данных, поступающих на вход процесса проектирования. Основными источниками исходных данных для проектирования ВЭ являются: имеющаяся в архивах предприятия проектно-конструкторская документация и данные КИРО объектов. Опыт работ показывает, что для объектов, сооруженных в 40-80х гг. XX века, процент обеспеченности актуализированной документацией, соответствующей текущему состоянию предприятия на момент начала подготовки к ВЭ, крайне мал. Кроме того, имеющаяся в архивах документация по одному и тому же объекту предприятия зачастую представлена в нескольких версиях разных лет, не соответствующих друг другу.

- **Технологическая непроработанность проектной документации на ВЭ.** Детализированная проработка проектных решений требует больших обоснований принятия тех или иных решений при прохождении экспертизы проекта, что в свою очередь невозможно без наличия достаточных актуальных исходных данных об объекте как основы для проектирования ВЭ.

- **Отсутствие эффективной системы накопления и повторного использования лучших технологических решений в проектировании ВЭ.** Классический (бумажный) формат сдачи результатов проектных работ не предоставляет инструментов для повторного использования лучших проектно-технологических решений. Кроме того, ранее выполненные проекты, представленные на бумаге, не могут быть переданы сторонними организациями в силу ограничения прав собственности и авторских прав, требуют значительного времени на их анализ, отдельные технологические решения сложно выделить. Ситуация усугубляется сменой кадров в организациях, которая размывает компетенции и существующие наработки. Отсутствие системы накопления и повторного использования лучших технологических решений в проектировании ВЭ влечет риски снижения качества проектирования ВЭ и, как следствие, стоимости практической реализации ВЭ ОИАЭ.

- **Информационный разрыв между проектированием и реализацией проектов в области ВЭ.** Слабая технологическая проработка проектов ВЭ приводит к необходимости разрабатывать собственные решения организациям, непосредственно выполняющим практические работы по ВЭ. Кроме того, в настоящее время наблюдается снижение уровня инженерной подготовки специалистов организаций-исполнителей практических работ по ВЭ. Необходимость минимизации затрат в совокупности с резким снижением уровня базовой подготовки кадров приводит к слабому соблюдению проектных решений даже для качественно разработанного проекта ВЭ.

Перечисленные ключевые проблемы взаимосвязаны и требуют комплексного решения, что позволит произвести качественное изменение в сторону снижения стоимости и минимизации рисков реализации проектов по ВЭ.

Разработка цифровой исполнительной инженерной модели позволяет получить наиболее полные и достоверные результаты проведения КИРО в удобном для последующего использования цифровом формате, минимизировать «человеческий» фактор при проведении обследования, с высокой точностью определить объемы образующихся РАО по каждому помещению объекта, сократить время и затраты на подготовительном этапе по ВЭ, актуализировать базу данных по ВЭ и др.

Создание и применение цифровых исполнительных инженерных моделей средствами платформы Digital Decommissioning было успешно реализовано на множестве предприятий и их объектах ВЭ: АО «СХК» - площадка 3 РХЗ, АО «СХК» - здание 936 ХМЗ и АО «МСЗ» - корпус 242, ФГУП «ГХК» - ПУТР АДЭ-2, Нововоронежская АЭС – 1,2 блок.

Практика внедрения цифровой технологии для задач ВЭ показала, что при использовании цифровой моделикратно возрастают качественные показатели производства работ, за счет своевременного планирования, моделирования и возможности применения различных видов оборудования, оперативного внесения изменений в проект и т.д.

В сравнении с применяемыми сегодня методами разработки технической документации и выполнения КИРО цифровая модель имеет ряд неоспоримых преимуществ таких как:

- исключается необходимость работы с огромным количеством архивных данных в бумажном варианте (наличие неточностей и ошибок в чертежах), что значительно сокращает сроки разработки проекта ВЭ;
- повышается качество данных КИРО за счет значительной минимизации влияния «человеческого» фактора при его планировании и проведении;
- обеспечивается удобный цифровой формат данных КИРО, что упрощает применение их на этапе проектирования и создает основу для мультивариативного оптимизационного проектирования ВЭ;
- значительно повышается точность определения образования объемов РАО, трудозатрат, ресурсов и материалов, необходимых для реализации проекта по ВЭ, тем самым повышается вероятность успешного осуществления полного цикла работ.

Ввиду всех преимуществ, которыми обладают цифровые исполнительные инженерные (инженерно-радиационные) модели объектов использования атомной энергии планируется широкое их внедрение и использование не только в области разработки проектной документации по ВЭ, но и по другим приоритетным направлениям, актуальным для ВЭ.



ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ НА ПЛОЩАДКЕ НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ» – ПИЯФ

Тягельская А.М.

Федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики им.
Б.П. Константинова Национального исследовательского центра «Курчатовский институт»
(НИЦ «Курчатовский институт» - ПИЯФ), г. Гатчина, Россия

Аннотация в докладе приведено описание процесса вывода из эксплуатации радиационно опасных объектов НИЦ «Курчатовский институт» - ПИЯФ, входивших в «ядерное наследие», а также обоснование безопасности проведенных работ и освободившихся помещений и территорий.

Ключевые слова радиационно опасный объект (РОО), вывод из эксплуатации (ВЭ), технологические операции, приемлемый вариант, радиационная безопасность, ядерное наследие.

В 2018 году было принято решение о выводе из эксплуатации трех радиационно опасных объектов (РОО): пункт долговременного хранения твердых радиоактивных отходов (здание №5), установка нейтронный генератор НГ-200М (НГ-200) и установка Мю-катализ (μ-катализ).

Таблица 1. Исходное состояние РОО

№ п/п	Объект	Описание объекта	Исходное состояние
1	Здание №5	Пункт долговременного хранения твердых радиоактивных отходов (бетонное здание на фундаменте, с пристройкой)	РАО вывезены. На объекте остались загрязненные радионуклидами строительные конструкции, строительный мусор, насыпи из снятого грунта и ямы
2	НГ-200	Установка нейтронный генератор – помещения 14 и 16 (двухэтажное) корпуса №7 (закрытое крыло физического корпуса)	Установка обесточена, РВ (третий-титановые мишени) переведены в РАО и удалены с объекта
3	μ-катализ	Металлический бокс в левой части экспериментального зала ускорительного корпуса №2 с установкой «Мю-катализ»	Установка обесточена, печь-нагреватель снята, тритий (газ) осажден на сорбенте в контейнерах-сборниках

Для вывода из эксплуатации РОО Институтом в 2020 году была получена соответствующая лицензия сроком на 5 лет.

На основе предварительно проведенных комплексных инженерно-радиационных обследований (КИРО) указанных РОО были разработаны программы вывода из эксплуатации. Вариантами вывода из эксплуатации для всех объектов был выбран вариант «ликвидация» методом «немедленная ликвидация».

В 2022 году все РОО были выведены из эксплуатации.

Во время вывода из эксплуатации здания №5 с огороженной территории были вывезены остатки строительных

конструкций в объеме 600 м³, проведено горизонтальное выравнивание грунта, засыпка ям и уборка земляных насыпей.

При выводе из эксплуатации НГ-200 произведен демонтаж из состава установки мишенного устройства и системы подачи дейтерия. Мишенное устройство содержало в себе инкорпорированный тритий, в связи с чем было переведено в РАО и помещено в место сбора и временного хранения РАО.

При выводе из эксплуатации установки μ -катализ произведен демонтаж газовой системы установки (подача трития и дейтерия) и блокировка тракта подачи потока мюонов от синхроциклотрона «СЦ-1000». Часть оборудования газовой системы оказалась загрязнена сорбировавшимся на внутренних поверхностях труб тритием. Данное оборудование было переведено в РАО и помещено в место сбора и временного хранения РАО.

Таблица 2. Состояние РОО после вывода из эксплуатации

№ п/п	Объект Параметр	Здание №5	НГ-200	μ -катализ
1	Радиационная обстановка (мощность дозы)	Показатели на уровне многолетних измерений	Показатели на уровне многолетних измерений	Показатели на уровне многолетних измерений
2	Загрязнение поверхности оксидом трития	Замеры не проводились (не велись работы с тритием)	46,4 Бк/см ² 249,7 Бк/см ²	3,7 Бк/см ²
3	Выполнение программы по выводу из эксплуатации	Работы выполнены полностью	Работы выполнены полностью	Работы выполнены полностью



АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ПОСТАНОВКИ САНИТАРНО-ЗАЩИТНЫХ ЗОН РАДИАЦИОННЫХ ОБЪЕКТОВ НА КАДАСТРОВЫЙ УЧЕТ

Яркова Т.А.¹, Перепелкина А.Е.¹, Алиев Э.Р.¹

¹ Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк»,
г. Озерск, Россия,

Аннотация

в статье излагаются сведения об актуальных проблемах постановки санитарно-защитных зон радиационных объектов на кадастровый учет. Статья предназначена для специалистов, занимающихся вопросами радиационной безопасности и охраны окружающей среды.

Ключевые слова

санитарно-защитная зона; зона с особыми условиями использования территорий, радиационный объект, границы санитарно-защитной зоны.

Российское законодательство устанавливает право граждан, проживающих на территории РФ на радиационную безопасность. «Это право обеспечивается за счет проведения комплекса мероприятий по предотвращению радиационного воздействия на организм человека ионизирующего излучения выше норм, правил и нормативов» [1].

В целях обеспечения безопасности населения, проживающего в районе размещения радиационного объекта и осуществления эффективного контроля радиационной обстановки, вокруг радиационного объекта устанавливается санитарно-защитная зона (СЗЗ) [1], [2], [3].

По своему функциональному назначению СЗЗ является дополнительным фактором, повышающим уровень безопасности населения, проживающего вблизи радиационных объектов. Современным критерием для определения размеров СЗЗ согласно [1], [4], [5], является не превышение на её внешней границе годового предела эффективной дозы облучения населения 1 мЗв/год или установленной квоты от этого предела в условиях нормальной эксплуатации радиационного объекта, недопущение превышения ПДК загрязняющих веществ и ПДУ физического воздействия на границах СЗЗ с селитебными зонами.

Кроме того, на основании Земельного кодекса РФ СЗЗ радиационных объектов относятся к зонам с особыми условиями использования территории (ЗООИТ). Положение о СЗЗ утверждается Правительством РФ в соответствии с требованиями федерального закона от 30.03.1999 № 52-ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения». Надзор за радиационными объектами осуществляет ФМБА России на основании перечня, утвержденного распоряжением Правительства Российской Федерации от 21.08.2006 № 1156-Р.

При установлении границ СЗЗ радиационных объектов и внесении сведений о границах СЗЗ в единый государственный реестр недвижимости (ЕГРН) возникают следующие проблемы: Правительством Российской Федерации не утверждено Положение о ЗООИТ соответствующего вида, не установлен орган федеральной исполнительной или государственной власти, ответственный за принятие и выдачу решений об установлении, изменении границ ЗООИТ (СЗЗ) радиационных объектов, исключение из текста федерального закона [2] пункта об ответственности органов местного самоуправления муниципальных районов и городских округов за утверждение проектов СЗЗ, которое вступает в прямое противоречие с требованиями санитарных правил [4], ФМБА России не наделено полномочиями на выдачу решений об установлении границ СЗЗ.

Для разрешения сложившейся ситуации по вопросам установления границ СЗЗ объектов атомной энергии необходимо руководствоваться п. 16 федерального закона от 03.08.2018 № 342-ФЗ «О внесении изменений в Градостроительный кодекс Российской Федерации и отдельные законодательные акты Российской Федерации»: «..если до 01 декабря 2019 года Правительством РФ не утверждено Положение о зоне с особыми условиями использования территории соответствующего вида (Положение о СЗЗ радиационных (радиационно-опасных) объектов), то установление, изменение или прекращение существования СЗЗ радиационных объектов осуществляется в порядке, установленном до 03.08.2018, т. е. применяется редакция третьей части ст. 31 федерального закона [2], которая обязывает органы государственного санитарно-эпидемиологического надзора согласовывать, а органы местного самоуправления муниципальных районов или городских округов утверждать проект СЗЗ. Этапы постановки границ СЗЗ радиационных объектов (РО): разработка проекта СЗЗ, прохождение



в ФМБА России экспертизы и получение санитарно-эпидемиологического заключения на проект СЗЗ, выпуск постановления органа местного самоуправления об утверждении проекта СЗЗ, получение доверенности от Межрегионального территориального Управления Федерального агентства по управлению государственным имуществом в субъекте РФ, где расположен РО, подготовка и направление документов в кадастровую палату, с последующим получением уведомления от Управления Росреестра о постановке границ СЗЗ в ЕГРН и присвоения СЗЗ РО кадастрового номера.

Список литературы

1. Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения».
2. Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии».
3. СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)».
4. СП 2.6.1.2216-07 «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ (СП СЗЗ и ЗН-07)».
5. СанПиН 2.2.1/2.1.1.1200-03 «Санитарно-защитные зоны и санитарная классификация предприятий, сооружений и иных объектов».



РАДОН
РОСАТОМ

ДЕЛАЕМ МИР ЧИЩЕ И БЕЗОПАСНЕЕ

Федеральное государственное унитарное предприятие
«Объединенный эколого-технологический
и научно-исследовательский центр по обезвреживанию
РАО и охране окружающей среды»
(ФГУП «РАДОН»)

119121, Москва, 7-й Ростовский пер, 2/14
тел.: +7 (495) 545-57-67
E-mail: info@radon.ru
www.radon.ru

