

**Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение
высшего образования «Российский химико-технологический университет
имени Д.И. Менделеева»**

На правах рукописи

Савкин Александр Евгеньевич

**Переработка радиоактивных отходов с селективным
извлечением радионуклидов и кондиционирование отработавших
сорбентов**

2.6.8 Технология редких, рассеянных и радиоактивных элементов

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание ученой степени

доктора технических наук

Москва – 2023

Работа выполнена в Федеральном государственном унитарном предприятии «Объединенный эколого-технологический и научно-исследовательский центр по обезвреживанию РАО и охране окружающей среды»

Официальные оппоненты:

доктор химических наук
Милютин Виталий Витальевич

заведующий лабораторией хроматографии
радиоактивных элементов федерального
государственного бюджетного учреждения науки
Института физической химии и электрохимии им.
А.Н. Фрумкина Российской академии наук

доктор химических наук
Винокуров Сергей Евгеньевич

главный научный сотрудник лаборатории
радиохимии федерального государственного
бюджетного учреждения науки Ордена Ленина и
Ордена Октябрьской Революции Института геохимии
и аналитической химии им. В.И. Вернадского
Российской академии наук

доктор химических наук
Борисова Наталия Евгеньевна

ведущий научный сотрудник лаборатории
дозиметрии и радиоактивности окружающей среды
кафедры радиохимии химического факультета
федерального государственного бюджетного
образовательного учреждения высшего образования
«Московский государственный университет имени
М.В. Ломоносова»

Ведущая организация:

Акционерное общество «Высокотехнологический
научно-исследовательский институт неорганических
материалов имени академика А.А. Бочвара»

Защита состоится «15» февраля 2024 г. в 15-00 часов на заседании диссертационного совета РХТУ 2.6.04 федерального государственного бюджетного образовательного учреждения высшего образования «Российский химико-технологический университет имени Д.И. Менделеева» по адресу: 125480 г. Москва, ул. Героев Панфиловцев, д. 20, корп. 1, конференц-зал имени академика В.А. Легасова ИМСЭН-ИФХ.

С диссертацией можно ознакомиться в Информационно-библиотечном центре и на официальном сайте федерального государственного бюджетного образовательного учреждения высшего образования «Российский химико-технологический университет имени Д.И. Менделеева»
https://www.muctr.ru/university/departments/ods/inhouse/inhouse_announcements/.

Автореферат диссертации разослан «_____» _____ 2023 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета РХТУ.2.6.04
кандидат химических наук

О.А. Боева

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность темы исследования

Успешное развитие атомной отрасли в XXI веке невозможно без решения проблемы обращения с радиоактивными отходами (РАО). В России накоплены РАО активностью около 2000 МКи. В настоящее время основными источниками образования РАО являются: предприятия по переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), АЭС, предприятия по переработке РАО, исследовательские центры, пункты хранения радиоактивных отходов (ПХРО). На некоторых предприятиях отсутствуют установки переработки РАО, на многих – объем кондиционированных РАО значительно превышает исходный.

В рамках данной работы рассмотрены проблемы обращения с РАО на указанных объектах за исключением радиохимических предприятий в силу специфики последних и ограниченности информации о них.

На АЭС основными жидкими радиоактивными отходами (ЖРО) являются: кубовые остатки (КО) выпарных установок, солевой плав после глубокой упарки КО, пульпы фильтроматериалов, в основном, отработавших ионообменных смол (ИОС).

Для кондиционирования КО в настоящее время используют преимущественно включение в матричные материалы, что приводит к увеличению объема конечного продукта. Это значительно повышает стоимость обращения с РАО, которая складывается в основном из стоимости переработки и захоронения. Используемый на финской АЭС Ловииса (Loviiisa) метод селективной сорбции радионуклидов имеет неоспоримые преимущества по сравнению с включением в матричные материалы по коэффициенту сокращения объема РАО. Однако, данный метод не позволяет очистить КО от всех радионуклидов и получить конечный продукт, пригодный для захоронения.

Используемый на некоторых АЭС метод глубокого упаривания КО действительно позволяет сократить объем РАО в 2 – 4 раза. Однако, получаемый при этом солевой плав не соответствует нормативным требованиям, в первую очередь по скорости выщелачивания радионуклидов.

Значительные количества вторичных ЖРО образуются при термических процессах переработки твердых радиоактивных отходов (ТРО). Снижение объемов вторичных ЖРО позволит значительно снизить стоимость обращения с РАО в целом.

При выводе из эксплуатации различных объектов атомной отрасли образуется огромное количество металлических РАО. Разработка методов дезактивации металлических РАО, позволяющих сократить объемы вторичных РАО, является весьма актуальной.

Для переработки отработавших ИОС используют деструктивные и недеструктивные методы. При использовании деструктивных методов (химического растворения, пиролиза и

др.) образуется значительное количество вторичных ЖРО. При использовании неdestructивных методов, например, цементирования, происходит увеличение объема конечного продукта. Следует отметить, что промышленная переработка ИОС в России отсутствует. Использование новых методов переработки отработавших ИОС и других сорбционных материалов позволит снизить нагрузку на окружающую среду и уменьшить стоимость обращения.

Типичным представителем предприятия по переработке РАО является ФГУП «РАДОН», при эксплуатации установок которого образуются ЖРО различного солевого и радионуклидного состава. Использование методов селективного извлечения радионуклидов из низкосолевых ЖРО ФГУП «РАДОН» позволит значительно сократить затраты на их переработку. Высокосолевые ЖРО ФГУП «РАДОН» перерабатываются методами цементирования и остекловывания. При остекловывании образуются вторичные ЖРО (скрубберные растворы системы газоочистки) в объеме, сравнимом с объемом исходных ЖРО. Использование методов селективного извлечения радионуклидов позволит существенно снизить капитальные и эксплуатационные затраты на обращение с ЖРО.

Характерным представителем исследовательских ядерных центров является ГНЦ РФ ФЭИ (г. Обнинск). При эксплуатации установок данного предприятия образуются ЖРО сложного химического и радионуклидного состава. После глубокой выпарки ЖРО основная часть радионуклидов концентрируется в жидком радиоактивном концентрате (ЖРК) с содержанием около 500 г/дм^3 и объемной активностью до $3,7 \times 10^8 \text{ Бк/дм}^3$. Использование селективного извлечения радионуклидов из ЖРК с последующим цементированием очищенного раствора позволит снизить стоимость переработки и значительно уменьшить дозовые нагрузки на персонал.

На пунктах хранения радиоактивных отходов в странах бывшего Советского Союза ЖРО хранятся в емкостях, срок эксплуатации которых истекает в ближайшие годы. На некоторых из них имеются ЖРО с узким спектром радионуклидов и низким содержанием. Для них может быть применена идеальная система переработки ЖРО, которая позволяет выделять только радионуклиды, а всю очищенную воду с содержащимися в ней неактивными компонентами сбрасывать в окружающую среду.

Таким образом, разработка методов селективного извлечения радионуклидов из ЖРО различного химического состава и уровня активности, а также кондиционирования ИОС и других сорбционных материалов является весьма актуальной, т.к. позволит значительно уменьшить объем отвержденных РАО, повысить их безопасность при долговременном хранении и снизить стоимость захоронения РАО.

Цель работы – разработка методов селективного извлечения радионуклидов при

переработке ТРО и ЖРО среднего и низкого уровня активности, а также способов кондиционирования отработавших ионообменных смол и неорганических сорбентов как основы создания новых эффективных технологий переработки и кондиционирования ЖРО и ТРО.

Для достижения поставленной цели необходимо решить следующие **задачи**:

- определить и систематизировать основные сорбционно-селективные характеристики различных сорбентов по отношению к радионуклидам цезия, кобальта, марганца и др. при сорбции из высокосолевых ЖРО различного состава;

- разработать методы селективного осаждения радионуклидов цезия, кобальта, марганца и др. из ЖРО различного состава и определить оптимальные условия их проведения;

- изучить влияние органических веществ на процессы сорбции и соосаждения радионуклидов цезия, кобальта, марганца и др. из высокосолевых ЖРО;

- разработать методы окислительной деструкции органических веществ в составе высокосолевых ЖРО с последующим выделением радионуклидов цезия, кобальта, марганца и др. сорбционными или осадительными методами;

- разработать методы переработки солевых пластов, накопленных на АЭС России;

- изучить возможность использования селективной сорбции радионуклидов радия и других дочерних продуктов распада урана из низкосолевых ЖРО для переработки и кондиционирования накопленных ЖРО в ПХРО;

- разработать методы селективного выделения радионуклидов из вторичных ЖРО, образующихся при остекловывании высокосолевых ЖРО и термической переработке ТРО, а также из растворов после дезактивации металлических РАО;

- разработать методы кондиционирования отработавших ионообменных смол и неорганических сорбентов с использованием полимерного связующего;

- провести технико-экономическую оценку разработанных методов переработки ЖРО различного химического состава и уровня активности и кондиционирования отработавших ИОС и неорганических сорбентов.

Научная новизна работы:

- впервые количественно определены сорбционно-селективные характеристики различных сорбентов при сорбции радионуклидов цезия из высокосолевых ЖРО, содержащих органические комплексообразующие вещества;

- разработаны методы селективного осаждения радионуклидов цезия, кобальта, марганца и др. из высокосолевых ЖРО и определены оптимальные условия их проведения;

- впервые изучено влияние органических веществ на процессы сорбции и

соосаждения радионуклидов цезия, кобальта, марганца и др. из высокосолевых ЖРО;

- изучен процесс окислительной деструкции органических веществ в высокосолевых ЖРО методом озонирования;
- впервые изучен механизм негативного влияния хромат-ионов на извлечение радионуклидов кобальта из кубовых остатков АЭС и предложен метод устранения этого влияния;
- исследованы методы переработки солевых пластов АЭС с использованием селективного извлечения радионуклидов и определены основные технологические параметры их проведения;
- впервые изучено набухание высушенных ионообменных смол и измерено давление набухания;
- изучен процесс кондиционирования отработавших ионообменных смол путем включения в полимерный компаунд на основе эпоксидных смол непосредственно в контейнере для захоронения и определены основные технологические параметры.

Теоретическая и практическая значимость работы

Проведенные исследования легли в основу целого ряда технологий переработки различных РАО среднего и низкого уровня активности. Проведены успешные лабораторные, стендовые, опытно-промышленные и пусконаладочные испытания разработанных технологий для переработки ЖРО ФГУП «РАДОН», ЖРО ГНЦ РФ ФЭИ, ЖРО и ТРО АЭС России и Казахстана.

Разработана технология переработки ЖРО ГНЦ РФ ФЭИ с использованием селективной сорбции радионуклидов цезия при цементировании, позволившая проводить процесс с однозонной планировкой оборудования и сократить объем кондиционированных РАО за счет замены контейнеров НЗК на КМЗ.

Разработана технология окислительно-сорбционной очистки кубовых остатков АЭС, позволившая достичь коэффициента сокращения объема радиоактивных отходов 80 - 100.

Разработана технология ультразвуковой дезактивации металлических РАО с селективным извлечением радионуклидов из промывной воды, позволившая значительно сократить объемы вторичных РАО.

Разработана технология селективной очистки ЖРО от радия и дочерних продуктов распада урана, что уменьшило образование кондиционированных РАО в 4 – 5 раз по сравнению с осадительной технологией очистки ЖРО от радионуклидов.

Разработанная технология кондиционирования отработавших ионообменных смол непосредственно в контейнере для захоронения методами обезвоживания и включения в полимерный компаунд позволила получить конечный продукт, соответствующий

требованиям НП-019 и НП-093 в объеме в 4 – 5 раз меньшем, чем при цементировании.

Разработана методика определения давления набухания высушенных ИОС, что позволило установить возможность разрушения целостности контейнера при захоронении высушенных ИОС.

На защиту выносятся:

- совокупность экспериментальных результатов по определению сорбционно-селективных характеристик различных сорбционных материалов для выделения радионуклидов цезия из высокосолевых ЖРО;
- методы селективного осаждения радионуклидов цезия, кобальта, марганца и др. из высокосолевых ЖРО и определение оптимальных условий их проведения;
- результаты по изучению влияния органических веществ и хромат-ионов на процессы сорбции радионуклидов цезия и соосаждения радионуклидов цезия, кобальта, марганца и др. из высокосолевых ЖРО;
- результаты изучения методов окислительной деструкции органических веществ в составе высокосолевых ЖРО с последующим выделением радионуклидов цезия, кобальта, марганца и др. сорбционными или осадительными методами;
- результаты испытаний стендовой, опытной и промышленной установок переработки кубовых остатков АЭС;
- результаты лабораторных, стендовых и опытно-промышленных испытаний технологий переработки ЖРО ФГУП «РАДОН», ЖРО ГНЦ РФ ФЭИ, ПХРО (Саакадзе, Грузия);
- результаты разработки методов переработки вторичных ЖРО, образующихся при термической переработке ТРО и дезактивации металлических РАО;
- результаты кондиционирования отработавших ионообменных смол и неорганических сорбентов путем включения в полимерный компаунд на основе эпоксидных смол;
- технико-экономическая оценка разработанных методов переработки ЖРО и ТРО различного химического состава и уровня активности.

Методология и методы исследования

Был использован широкий комплекс современных методов исследования, включающий определение физико-химических свойств исследованных РАО методами атомно-абсорбционной спектрометрии, пламенной фотометрии, ионной хроматографии и определение радионуклидного состава методами α , β , γ - спектрометрии. Исследование сорбционных свойств по отношению к радионуклидам проведены на модельных и реальных

ЖРО в статических и динамических условиях.

Степень достоверности результатов

Подтверждается их воспроизводимостью, применением различных физико-химических аттестованных методик измерения, представлением и обсуждением результатов работы на различных международных и российских конференциях, публикациями в научных журналах.

Степень разработанности темы

Разработанная технология окислительно-сорбционной очистки кубовых остатков АЭС от радионуклидов позволила запустить в эксплуатацию промышленную установку Кольской АЭС, на которой к 2022 г. получено 3,4 тыс. т солей, не относящихся к радиоактивным отходам.

Проведенные исследования позволили разработать и изготовить установку переработки ЖРО ГНЦ РФ ФЭИ с использованием селективной сорбции радионуклидов цезия при цементировании.

По результатам работы запущена в эксплуатацию установка ультразвуковой дезактивации металлических РАО с селективным извлечением радионуклидов из промывной воды на Балаковской АЭС.

Разработанная технология позволила модернизировать с целью сокращения вторичных РАО установку очистки низкосолевых ЖРО ФГУП «РАДОН», на которой перерабатывают до 5 тыс. м³/год ЖРО.

По результатам работы на созданной установке селективной сорбции радионуклидов радия и других дочерних продуктов распада урана очищено и сброшено на грунт 50 м³ ЖРО на ПХРО, Грузия, Саакадзе.

На разработанной установке кондиционирования отработавших ионообменных смол путем включения в полимерный компаунд непосредственно в контейнере для захоронения переработано 23 м³ реальных смол.

Личный вклад автора

Автор в течение 30 лет принимал непосредственное участие в исследованиях, проводимых на ФГУП «РАДОН», а также в их практической реализации на шести АЭС России, БН-350 (Актау, Казахстан), филиале №1 СевРАО (губа Андреева), ПХРО (Саакадзе, Грузия).

Апробация работы

Результаты работы представлены на Второй (г. Димитровград, 1997), Третьей (г. С. Петербург, 2000), Четвертой (г. Озерск, 2003), Пятой (г. Дубна, 2006), Шестой (г. Дубна, 2009), Седьмой (г. Димитровград, 2012), Девятой (г. С. Петербург, 2018), Десятой (г. С.

Петербург, 2022) Российских конференциях по радиохимии, International Conference on Nuclear Waste Management (Tucson, Phoenix, 1999 -2014), на Второй (2020), Четвёртой (2022) международной научно-практической конференции ФГУП «РАДОН», International conference on radioactive waste management. Solution for a Sustainable on future. IAEA (2021), МНТК-2018 «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» и др.

Публикации

По теме диссертации опубликовано 20 печатных работ, из них в индексируемых в международных базах данных изданиях - 7, в рецензируемых изданиях - 5, в научных журналах - 8, представлено 34 доклада на 25 международных конференциях, из них за последние 5 лет – 5, и 15 докладов на 8 всероссийских научных мероприятиях, из них за последние 5 лет - 8, получено 7 патентов РФ.

Структура и объем диссертации

Диссертация состоит из введения, 10 глав, заключения, списка литературы из 223 наименований. Работа изложена на 309 страницах печатного текста, включает 70 рисунков и 82 таблицы.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

В главе 1 приведен обзор современного состояния вопроса, выбрано направление исследований и определены задачи. Рассмотрены и проанализированы источники образования радиоактивных отходов (РАО), классификация РАО, научные и технические аспекты их переработки.

На основании проведенного литературного анализа сформулированы цель и основные задачи исследований, направленные на разработку методов селективного извлечения различных радионуклидов при переработке и кондиционировании ТРО и ЖРО, а также кондиционирования отработавших сорбентов.

В главе 2 приведены методики проведения сорбционных и кинетических экспериментов, а также определения физико-химических свойств исследованных РАО методами атомно-абсорбционной спектрометрии и пламенной фотометрии, α , β , γ -спектрометрии. Приведена характеристика исследованных сорбционных материалов.

Глава 3. Переработка кубовых остатков АЭС

До недавнего времени для переработки КО АЭС использовали глубокое упаривание, битумирование, цементирование, ионоселективную очистку на АЭС Ловиза. Селективная сорбция имеет неоспоримое преимущество по сравнению с остальными методами по коэффициенту сокращения объема РАО. Хотя используемый на АЭС Ловиза метод селективной сорбции радионуклидов не позволяет очистить КО от всех радионуклидов и получить конечный продукт, пригодный для захоронения. Поэтому селективная сорбция

была выбрана как базовый способ для переработки КО, накопленных на АЭС.

При очистке кубового остатка АЭС необходимо решить две задачи:

- выделение радионуклидов (^{137}Cs , ^{60}Co) с помощью селективных сорбентов должно обеспечивать получение солевых растворов ниже уровня 10 УВ по НРБ-99/2009 (Бк/кг, 10 УВ для ^{137}Cs - 110, ^{60}Co - 400);
- ресурс селективных сорбентов должен составлять не менее 200 колоночных объемов.

Выбор такого значения был постулирован и обусловлен необходимостью многократного сокращения объема радиоактивных отходов с учетом сложившейся ситуации на АЭС, на которых емкости для хранения заполнены на 60 – 90 %.

После проведения исследований по выбору селективных сорбентов для радионуклидов цезия и кобальта на имитаторах КО АЭС были проведены испытания по селективной очистке КО на пяти АЭС РФ и Украины. Анализ полученных результатов показал:

- ни на одной из АЭС не выполнено условие очистки по ^{137}Cs ;
- очистки от радионуклидов кобальта в процессе использования селективных сорбентов не происходит.

Отсутствие очистки КО от ^{60}Co на сорбентах объясняется формой нахождения ^{60}Co в КО, где ^{60}Co может присутствовать в виде различных органических комплексов. Образование органических комплексов обусловлено использованием при эксплуатации АЭС таких веществ, как ЭДТА, щавелевая кислота, различные моющие средства и др. Эти вещества могут образовывать с ^{60}Co комплексы, не склонные к сорбции.

Низкую эффективность сорбентов по ^{137}Cs можно связать с отравляющим действием на сорбенты различных органических соединений, характеризующихся показателем ХПК.

Поэтому дальнейшие исследования были направлены на:

- изучение влияния концентрации различных комплексонов и рН на сорбцию указанных радионуклидов;
- поиск методов разрушения комплексов, связывающих ^{60}Co , с целью последующего его выделения различными способами;
- повышения ресурса селективных по ^{137}Cs сорбентов.

Для разрушения комплексов, связывающих ^{60}Co , в лабораторных условиях были опробованы пероксидное и перманганатное окисление, озонирование и электрохимическое окисление. В дальнейших работах в качестве базового метода разрушения комплексных соединений, присутствующих в КО, было выбрано озонирование, которое превосходит другие способы по показателю объема вторичных отходов и технологической приемлемости.

При озонировании достигается более глубокое окисление КО, за счет чего повышается эффективность выделения радионуклидов коррозионного происхождения (Co, Mn, Cr, Fe и др.). Соосаждение радионуклидов коррозионного происхождения происходит на образующемся при окислении осадке оксидов и гидроксидов переходных металлов, присутствующих в исходном КО. Т.е. соосаждение протекает на коллекторе, компоненты которого находятся в КО, и введение дополнительного коллектора не требуется. За счет этого доля образующегося в этих процессах осадка составляет $< 1 \%$, что укладывается в принятую концепцию многократного сокращения объема радиоактивных отходов.

Как было установлено, предварительное озонирование КО влияет не только на извлечение ^{60}Co , но и ^{137}Cs . Сравнение сорбционной очистки от ^{137}Cs из окисленных и не окисленных КО показало, что предварительное озонирование позволяет значительно увеличить эффективность извлечения цезия за счет разрушения присутствующих в растворе органических веществ. Ресурс очистки сорбента Термоксид-35 (Т-35) увеличился в 25 раз и составлял около 350 колоночных объемов.

Для выбора наиболее эффективного сорбента для извлечения цезия из окисленных КО АЭС были испытаны различные типы промышленно выпускаемых, как у нас в стране, так и за рубежом ферроцианидных сорбентов: НЖА и Т-35 (Россия), HCF (Финляндия), KCoFeCN-PAN (Чехия). Сравнительные испытания этих сорбентов показали, что наибольшую эффективность и наибольший ресурс имеет сорбент Т-35. Так, при исходной объемной активности $1,3 \times 10^7$ Бк/дм³ по ^{137}Cs (рН = 11) коэффициент очистки после пропускания 300 колоночных объемов составил: для Т - 35 – 5×10^4 , для НЖА- $2,7 \times 10^3$, для KCoFeCN-PAN – 1×10^3 , для HCF – 6×10^2 .

По результатам проведенных исследований процесс переработки декантата КО АЭС должен включать предварительную обработку и последующую селективную сорбцию $^{137,134}\text{Cs}$. Предварительная обработка состоит из двух стадий: окисление органических комплексов и отделение образующегося при этом осадка. Целью предварительной обработки является:

- разрушение органических комплексов, связывающих радионуклиды кобальта, марганца и других переходных металлов;
- отделение образующегося осадка, на котором соосаждается основная доля ($>99\%$) радионуклидов коррозионного происхождения;
- разрушение органических веществ, отравляющих селективные сорбенты.

В результате, после сорбции получается нерадиоактивный кубовый остаток.

Вторичными радиоактивными отходами при этом являются:

- осадок со стадии предварительной обработки с удельной активностью на уровне исходного КО, обогащенный радионуклидами Co и Mn;
- отработавший сорбент с удельной активностью в сотни раз выше удельной активности исходного КО.

Все образующиеся отходы должны быть кондиционированы. Для осадка с предварительной обработки может быть рекомендовано цементирование. Наиболее простой способ кондиционирования отработавшего сорбента - это размещение сорбента в фильтре-контейнере, конструкция которого обеспечивает долговременное хранение. Для отверждения очищенного от радионуклидов КО, представляющего собой химически вредный отход, возможно использование сушки или глубокого упаривания с получением солевого плава с последующем захоронением на полигоне промышленных отходов. Объем вторичных радиоактивных отходов не превышает 1 % от исходного. Таким образом, данный способ позволяет сократить объем радиоактивных отходов не менее чем в 100 раз.

Все изложенное выше позволяет предложить технологическую схему переработки КО АЭС, представленную на рис. 1.

КО из хранилища ЖРО в виде декантата подвергают озонированию, отделяют образующейся осадок фильтрованием, выделенный осадок отверждают цементированием. Фильтрат направляют на селективную сорбцию цезия на Т-35. Отработавший сорбент непосредственно в аппаратах (фильтрах - контейнерах) поступает в хранилище твердых отходов. После селективной сорбции удельная активность раствора по основным радионуклидам (Cs, Co) не превышает 10 УВ по НРБ-99/2009. Этот раствор отверждают и направляют на полигон промышленных отходов. После переработки декантата из хранилища ЖРО приступают к периодическому растворению солевых отложений (осадка) водой и последующему выделению радионуклидов из полученного раствора по описанной выше схеме вплоть до полного удаления осадка.

Описанные выше процессы и необходимое для их проведения оборудование были включены в состав пилотной установки для проведения укрупненных испытаний на реальных КО Кольской АЭС и БН-350, которые подтвердили работоспособность предложенной технологии на КО с содержанием до 520 г/л, ХПК – до 6,1 гО₂/дм³, с объемной активностью, Бк/дм³: ¹³⁷Cs – до 2,7×10⁸, ⁶⁰Co – до 1,5×10⁶, ⁵⁴Mn – до 7,4×10⁴, ⁹⁰Sr – до 7,4×10³, Σα – до 1,4×10⁴. Указанная обработка снижала объемную активность полученного раствора, Бк/дм³ по: ¹³⁷Cs и ⁶⁰Co < 37; ⁹⁰Sr, ⁵⁴Mn и Σα < 3,7. Всего в процессе испытаний переработано 0,1 м³ кубовых остатков Кольской АЭС и 0,15 м³ кубовых остатков БН-350.

В дальнейшем испытания очистки кубовых остатков проводили на опытной

установке, смонтированной в ГНЦ РФ ФЭИ, г. Обнинск. Производительность озонатора по озону составляла 2,5 кг/ч, плоскорамного микрофльтрационного модуля - 0,5 м³/ч, а сорбционного модуля с Т -35 - 100 дм³/ч. При испытаниях использовали реальные КО, привезенные с Курской и Калининской АЭС с содержанием до 320 г/л, ХПК – до 8,0 гО₂/дм³, с объемной активностью, Бк/ дм³ : ¹³⁷Cs – до 3,6×10⁶, ⁶⁰Со – до 4,1×10⁶, ⁵⁴Mn – до 2,2×10⁴.

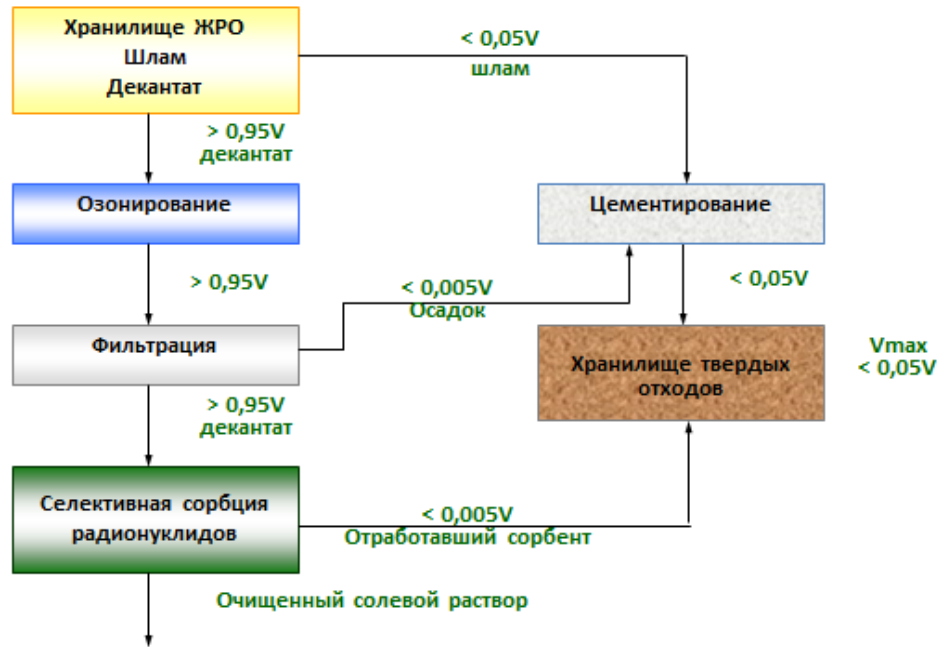
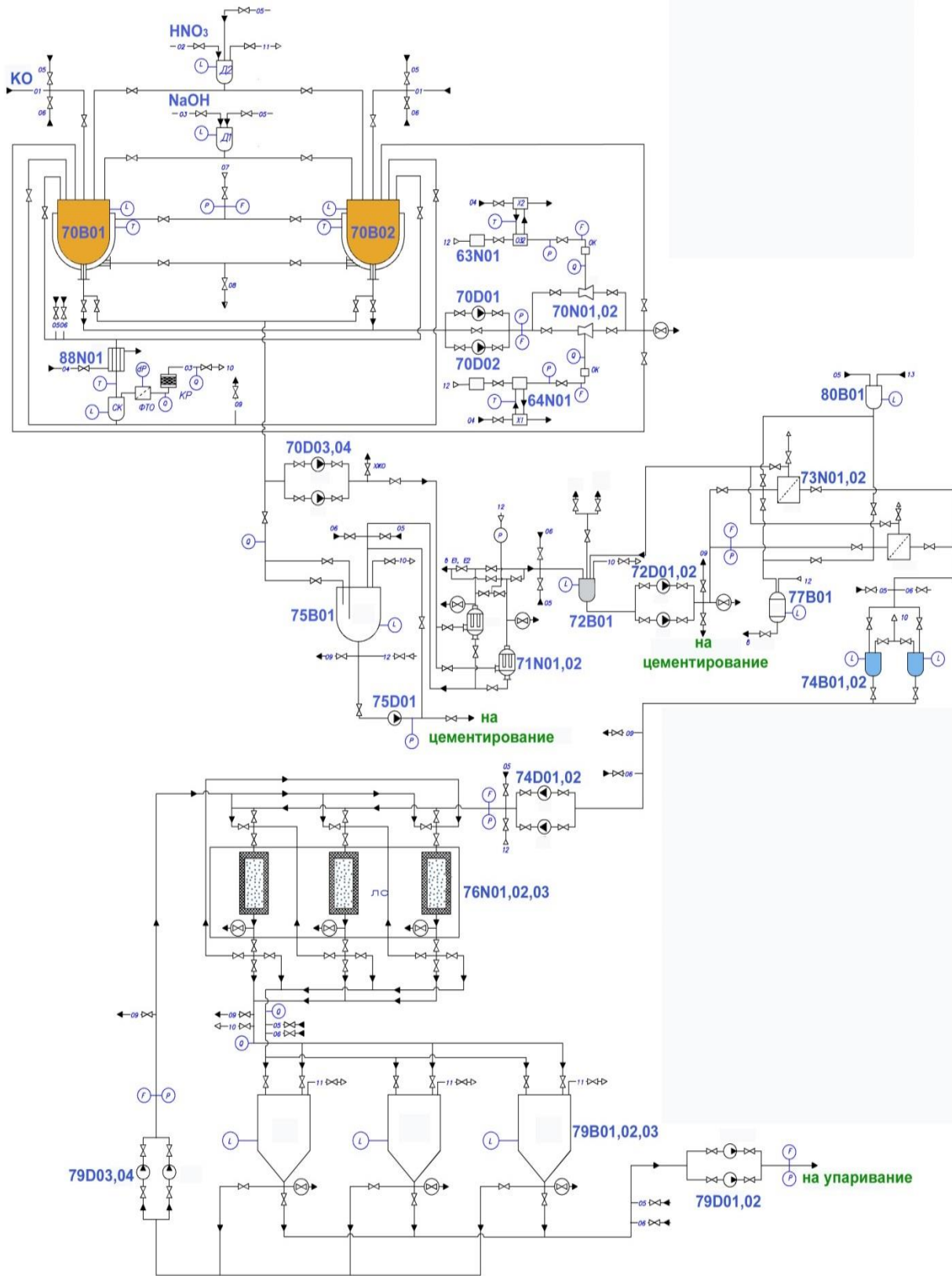


Рисунок 1 - Принципиальная технологическая схема переработки кубовых остатков АЭС

Объемная активность раствора после очистки на установке по всем радионуклидам была менее 37 Бк/дм³. Всего в процессе испытаний было переработано 4 м³ КО Курской АЭС и 4 м³ КО Калининской АЭС.

Проведенные исследования позволили разработать промышленную установку селективной очистки КО для Кольской АЭС. Установка была изготовлена (генеральный подрядчик – ЗАО «РАОТЕХ») и в 2007 г. была пущена в опытную эксплуатацию.

Принципиальная технологическая схема установки представлена на рис. 2. Озонирование происходит в периодическом режиме в контуре: емкость 70B01, 70B02 – насос 70D01, 70D02 – эжектор – емкость 70B01, 70B02. Отходящие газы из емкости охлаждают, очищают от аэрозолей и остатков озона, направляют в грязную сдувку. Проводят озонирование до достижения контрольного значения объемной активности ⁶⁰Со в фильтрате отбираемой на анализ пробы. Далее приступают к фильтрации сначала через фильтр 71N01,2, а затем через фильтр 73N01,2 для отделения крупных и мелких взвесей. Периодически производят регенерацию фильтров. Шлам перекачивают на установку цементирования. Из емкости 74B01, 74B02 пермеат одним из насосов-дозаторов 74D01,



В – емкости, D – насосы, N – фильтры, теплообменник

Рисунок 2 – Технологическая схема очистки кубового остатка Кольской АЭС

74D02 прокачивают через два последовательно соединенных фильтра-контейнера 76N01, 76N02 с ферроцианидным сорбентом Т-35 в одну из трех контрольных емкостей 79B01-79B03. Если объемная активность кубового остатка ниже установленного уровня по ^{137}Cs , кубовый остаток, очищенный от радионуклидов, направляют на установку концентрирования (глубокого упаривания) насосами 79D01, 79D02. После выработки ресурса первого по ходу раствора фильтра-контейнера производят его отключение. Промывают водой и удаляют свободную жидкость сжатым воздухом. Проводят замену фильтра-контейнера. Второй фильтр - контейнер становится первым, третий - вторым и т.д. Отработавший фильтр-контейнер направляют в хранилище твердых радиоактивных отходов.

После проведения пусконаладочных работ и пуска на неактивном имитаторе кубового остатка была проведена опытная переработка КО из емкости ЕКО – 5 I очереди с содержанием 600 г/л, ХПК – 6,0 гО₂/дм³, с объемной активностью, Бк/дм³: ^{137}Cs – $1,2 \times 10^8$, ^{60}Co – $0,9 \times 10^6$, ^{54}Mn – $1,6 \times 10^4$. Испытания проводили на разбавленном в 2 раза технической водой КО. Объемная активность конечного фильтрата составила, Бк/дм³: ^{137}Cs – < 11, ^{60}Co – < 110. Из очищенного от радионуклидов КО в узле глубокого упаривания был получен плав с удельной активностью, Бк/кг: ^{137}Cs – 104; ^{60}Co – 130.

Основными недостатками, выявленными в ходе эксплуатации установки в 2007 г., были:

- недостаточная производительность узла озонирования (0,2 – 0,3 м³/ч вместо 0,5 м³/ч);
- низкая эффективность очистки по ^{60}Co на КО из некоторых емкостей I очереди.

Первый недостаток был устранен за счет изменения расположения эжектора и подводных трубопроводов к емкостям 70B01, 70B02. После размещения эжекторов вертикально над емкостями на расстоянии 2 м от крышки емкостей 70B01, 70B02 производительность узла озонирования превысила 0,5 м³/ч по КО. Вторым недостатком был обусловлен формой нахождения ^{60}Co в КО из некоторых емкостей. В КО ^{60}Co может находиться не только в виде комплексов с ЭДТА, а также в виде более сложных и устойчивых комплексов, возможно, неорганических. Как показывает опыт работ, проведенных ранее, хромат-ионы, входящие в состав КО оказывают негативное влияние на очистку от ^{60}Co . В некоторых случаях при повышенной концентрации хроматов в КО (более 100 мг/дм³) резко снижалась эффективность очистки по ^{60}Co . Поэтому было опробовано выделение хроматов из КО после озонирования с помощью осаждения в виде хромата свинца при добавлении нитрата свинца и осаждение в виде гидроксида хрома (III) при добавлении в качестве восстановителя гидразин – гидрата. При этом Cr(VI)

восстанавливается до Cr(III) и происходит образование осадка гидроксида хрома (III). Как было установлено, использование обоих режимов позволяет очистить КО от ^{60}Co до значений, ниже требуемых. Сравнивая между собой осаждение хроматов нитратом свинца и восстановление гидразином, следует отметить, что при добавлении нитрата свинца, кроме осадка хромата образуется осадок сульфата свинца из сульфатов, присутствующих в КО. Это приводит к большому расходу нитрата свинца и образованию большого количества осадка (10 - 20 об. %), что значительно снижает коэффициент сокращения объема РАО при переработке. При восстановлении гидразином происходит образование только осадка гидроксида хрома (III), при этом количество осадка не превышает 0,3 % от объема исходного раствора.

После выделения хроматов из озонированного проблемного КО с помощью гидразина было проведено дополнительное озонирование с коллектором, в качестве которого использовали раствор стабильного Со (II) (50 мг/л). Озонирование с коллектором проводили в течение 15 – 30 мин. После такой обработки объемная активность фильтрата не превышала 200 Бк/дм³ по ^{60}Co .

На основании полученных результатов была предложена следующая последовательность технологических операций при очистке проблемных КО Кольской АЭС от радионуклидов:

- 1 – озонирование исходного КО при pH 11 – 12 до ХПК < 50 мг O₂/дм³;
- 2 – осаждение хроматов гидразином;
- 3 – отделение осадка микрофильтрацией;
- 4 - дополнительное озонирование фильтрата с коллектором (солями кобальта);
- 5 - отделение осадка микрофильтрацией;
- 6 – сорбция радионуклидов цезия из фильтрата на ферроцианидном сорбенте Т-35;
- 7- глубокое упаривание фильтрата после сорбции с получением неактивного солевого плава.

Для реализации этой технологии на Кольской АЭС в составе промышленной установки имеется две группы предварительных фильтров. На одной группе фильтров возможно отделение осадка после озонирования и осаждения хроматов, на второй – отделение осадка после дополнительного озонирования с коллектором (солями кобальта).

Использование данной технологии позволит значительно сократить затраты на захоронение. Коэффициент сокращения объема РАО при такой переработке проблемных КО составляет 80 – 100. Сравнительная технико-экономическая оценка стоимости обращения с КО АЭС с использованием цементирования (538 тыс. руб./м³) и предлагаемой технологии (432 тыс. руб./м³) показала преимущество последней.

Таким образом, проведенные исследования позволили создать промышленную установку переработки кубового остатка Кольской АЭС, на которой к 2022 г. получено 3,4 тыс. т нерадиоактивных солей, при этом коэффициент сокращения объема радиоактивных отходов составил ~ 80 - 100.

Глава 4. Переработка солевых плавов, накопленных на АЭС

На АЭС России с реакторами ВВЭР накоплены значительные количества солевых плавов. Плав представляет собой смесь, в основном, нитратов и боратов натрия и калия с удельной активностью от 1×10^7 до 1×10^8 Бк/кг. Хранят плав в 200-литровых бочках со сроком безопасной эксплуатации не более пяти лет. Такой вид хранения представляет серьезную угрозу окружающей среде. Солевой плав является хорошо растворимым в воде материалом с высокой скоростью выщелачивания радионуклидов.

Нами предложено и опробовано 3 варианта переработки плавов АЭС.

Вариант 1 заключается в растворении плава и последующей обработке, включающей окисление, отделение образующегося при окислении осадка и селективную очистку на ферроцианидных сорбентах. В результате такой обработки вторичными радиоактивными отходами являются:

- осадок со стадии фильтрации, который можно включить в цементный компаунд;
- отработавший сорбент, размещенный в фильтре-контейнере;

Очищенный от радионуклидов раствор после сушки (упаривания) направляют на полигон промышленных отходов.

Вариант 2 заключается в расплавлении плава, добавлении стеклообразующих добавок и варке боросиликатного стекла.

Вариант 3 заключается в растворении плава, окислении полученного раствора, выделении радионуклидов на вводимых коллекторах и раздельном обращении с полученным осадком и раствором. Осадок, в котором содержится более 99 % радиоактивности, направляют на остекловывание, а раствор - или на глубокое упаривание, или на цементирование. Остеклованный продукт поступает на хранение в хранилище твердых радиоактивных отходов, а отвержденный продукт из раствора – на полигон промышленных отходов.

По всем трем вариантам в лабораторных условиях проведены эксперименты на плаве Нововоронежской АЭС с удельной активностью, Бк/кг: $^{137}\text{Cs} - 6,7 \times 10^6$, $^{60}\text{Co} - 2,9 \times 10^3$.

По варианту 1 эксперименты включали в себя три этапа:

1. Растворение плава при различных рН для определения растворимости.

2. Окисление полученного радиоактивного раствора при помощи различных окислителей.

3. Очистка полученного раствора с помощью сорбентов НЖС или Т-35.

Как показали проведенные исследования, после озонирования, фильтрации и селективной сорбции на сорбенте Т- 35 раствора плава удельная активность конечного раствора по всем радионуклидам не превышает значения минимальной детектируемой удельной активности 37 Бк/кг.

По варианту 2 в состав стекла включали от 30 масс. % до 80 масс. % плава. В качестве стеклообразующих добавок использовали: Na_2CO_3 , CaO , SiO_2 (песок). Режим варки для всех образцов стекол заключался в нагреве до температуры 1200 °С в течение 2 часов и выдержке при этой температуре до одного часа.

По варианту 3 опробовано ферроцианидное осаждение радионуклидов после предварительного пероксидного и пероксидно-перманганатного окисления раствора плава. Объемная активность фильтрата после ферроцианидного осаждения составила, Бк/дм³: ¹³⁷Cs – 1100; ⁶⁰Co - 63, что соответствует ОНАО. Из отделенного осадка (шлама) сварили стекла с добавлением песка и соды. При этом был получен стеклоподобный материал, отвечающий регламентированным требованиям, с удельной активностью 5×10^7 Бк/кг, что соответствует РАО 3 класса для захоронения.

Проведенные эксперименты показали, что все три варианта принципиально возможно реализовать в промышленном масштабе. Было проведено сравнение по затратам на захоронение отходов, образующихся при использовании трех технологий и с размещением бочек с плавом в контейнере НЗК. Суммарная стоимость захоронения отходов за 1 т переработанного плава составила, руб.: вариант 1– 11478; вариант 2 – 120720; вариант 3 - 39 961, размещение бочек с плавом в контейнере НЗК - 434 500.

Глава 5. Модернизация схемы обращения с ЖРО ФГУП «РАДОН»

Типичным представителем предприятия по переработке РАО является ФГУП «РАДОН». При эксплуатации установок основными ЖРО являются:

- низкосолевые ЖРО (солесодержание ~1 г/л);
- солевые ЖРО (солесодержание до 300 г/л).

На ФГУП «РАДОН» для очистки низкосолевых ЖРО, которые образуются при эксплуатации установок дезактивации оборудования и спецтранспорта, а также при хранении отвержденных форм радиоактивных отходов, используют станцию водоочистки. В состав станции входят аппараты для очистки ЖРО от нефтепродуктов, взвесей, растворенных органических веществ и радионуклидов.

В последние годы в связи с изменением химического состава и соотношения типов

ЖРО произошло значительное сокращение фильтроцикла ионообменных фильтров, что заметно увеличило объем кондиционированных РАО, направляемых на долговременное хранение. По-видимому, основной причиной снижения фильтроцикла ионообменных смол является увеличение концентрации органических веществ в водах дренажных колодцев полигона хранения РАО.

Работы по усовершенствованию технологии очистки ЖРО ФГУП «РАДОН» проводили для увеличения степени очистки ЖРО и снижения количества вторичных радиоактивных отходов. По результатам проведенных лабораторных и полномасштабных опытов было определено, что очистка низкосолевых ЖРО должна состоять из следующих стадий:

- предварительная фильтрация от органических веществ (нефтепродукты, растворенные вещества) и взвесей;
- корректировка рН до 4 – 5 с добавлением антискалянта;
- двухступенчатый обратный осмос;
- фильтрация пермеата 1 ступени обратного осмоса через известняк;
- доочистка пермеата на сорбенте НЖС.

В 2010 году станция водоочистки с предложенной схемой была запущена в эксплуатацию. Опыт работы в течение последующих лет показал правильность выбранных технологических решений, обеспечивших требуемую степень очистки ЖРО и снижение объемов вторичных радиоактивных отходов в 4 – 5 раз по сравнению с ионообменной очисткой при производительности до 5 м³/час.

На ФГУП «РАДОН» для кондиционирования солевых ЖРО используют процессы остекловывания и цементиования. По сравнению с цементиованием остекловывание позволяет получить стеклоподобный продукт, превосходящий по своим свойствам цементный компаунд. При остекловывании в конечный продукт включаются только катионы из солей. Практически все анионы, основной из которых нитрат, в виде нитрозных газов поступают в газоочистку. При этом их надо улавливать с помощью щелочного раствора, что приводит к образованию вторичных ЖРО по объемам, сравнимым с исходным объемом ЖРО. Поэтому для солевых ЖРО вместо прямого остекловывания или цементиования предложено и опробовано введение коллекторов радионуклидов и последующее разделение на два потока с получением кондиционированных среднеактивных отходов (САО) и очень низкоактивных отходов (ОНАО). Сгущенный фильтрованием осадок объемом 1 % от исходного (а не весь объем ЖРО), в котором содержатся 98 – 99 % радионуклидов, направляют на остекловывание и последующее хранение САО, а фильтрат после цементиования – в хранилище ОНАО.

Проведенные лабораторные исследования показали, что основными стадиями предлагаемой технологии являются:

- осаждение радионуклидов на вводимом коллекторе радионуклидов;
- отстаивание осадка и разделение шлама и декантата;
- концентрирование шлама на мембранной центрифуге;
- приготовление пасты;
- варка стекла из пасты.

Для проведения исследований остекловывания шлама ЖРО был использован «холодный тигель» опытно-промышленного образца диаметром 218 мм. Для этого эксперимента было отобрано ~ 7000 л ЖРО (объемная активность – $1,5 \times 10^5$ Бк/дм³). После проведения осаждения, предварительного разделения шлама в отстойнике, концентрирования шлама на мембранной центрифуге объем шлама составил около 100 л. Из шлама была приготовлена паста, из которой сварено стекло, объем которого составил 10 л (26 кг), а удельная активность $4,1 \times 10^7$ Бк/кг, что соответствует 3 классу РАО для захоронения. Объемная активность фильтрата с мембранной центрифуги равнялась 360 Бк/дм³. При отверждении фильтрата с указанной объемной активности образуются очень низкоактивные отходы (ОНАО).

Проведенное технико-экономическое сравнение показало, что предлагаемая технология, по сравнению с прямым цементированием, позволяет снизить затраты на обращения с ЖРО с 569 до 385 тыс. руб./м³, т.е. в 1.5 раза. Кроме этого, значительно повышается безопасность хранения кондиционированных ЖРО за счет включения основной доли радионуклидов в остеклованный продукт, который по своим свойствам значительно превосходит цементный компаунд. А по сравнению с прямым остекловыванием значительно сокращаются еще и эксплуатационные затраты за счет включения в остеклованный продукт не более 1 % от исходного объема ЖРО.

Глава 6. Разработка технологии обращения с ЖРО ГНЦ РФ ФЭИ

Принятая в ГНЦ РФ - ФЭИ технология обращения с жидкими радиоактивными отходами предполагает их концентрирование на установке выпарки. В результате 50-летней эксплуатации Первой в мире АЭС и научно-исследовательской деятельности лабораторий ФЭИ в цехе радиоактивных отходов накоплено около 1000 м³ жидких радиоактивных концентратов (ЖРК), хранящихся в емкостях из нержавеющей стали. Такой тип хранения представляет серьезную угрозу окружающей среде. Поэтому в середине 90-х годов прошлого века было начато создание установки цементирование ЖРК. Однако по проекту на созданной установке можно перерабатывать растворы с объемной активностью до $3,7 \times 10^6$ Бк/дм³. Объемная активность ЖРК в настоящее время после многочисленных циклов

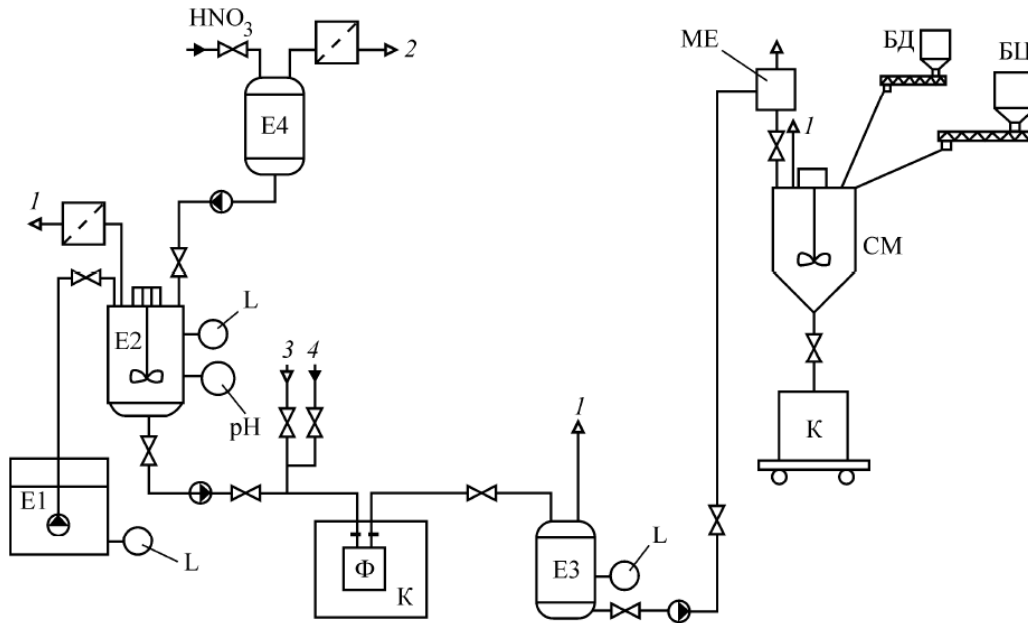
доупаривания составляет $3,9 \times 10^8$ Бк/дм³ (рН = 13,6), причем доминирующим радионуклидом является ¹³⁷Cs. В связи с этим, целью данных исследований является разработка технологии, позволяющей перерабатывать накопленные ЖРК на имеющейся установке цементирования. Предлагаемая технология включает стадии селективной очистки ЖРК от радионуклидов цезия на ферроцианидном сорбенте Т-35 с последующим цементированием очищенного концентрата.

Как было установлено, объемная активность фильтрата после пропускания 110 колоночных объемов через сорбент Т-35 составляет, Бк/дм³: $\Sigma\alpha - 2,0 \times 10^4$, $\Sigma\beta - 3,6 \times 10^4$, ¹³⁷Cs - $1,4 \times 10^4$, остальные – менее $1,0 \times 10^4$. Полученные результаты показали, что суммарная бета-активность очищенного ЖРК после сорбционной очистки снижается на 4 порядка.

Дальнейшая работа была направлена на разработку рецептуры цементирования ЖРК, очищенного от цезия. Сравнение характеристик цементных компаундов, включающих очищенный ЖРК, полученных на основе портландцемента М-500 и с добавкой 10 масс.% полифункциональной добавки (ПФД), показала, что внесение ПФД позволяет улучшить характеристики цементного компаунда, который полностью отвечает всем требованиям НП-019-15.

Для реализации предложенной технологии была разработана установка производительностью 100 л/час по ЖРК, принципиальная схема которой представлена на рис. 3. Исходный ЖРК насосом из емкости для хранения Е1 перекачивают в емкость Е2, где производят корректировку рН до значения 8 – 10 из емкости Е4. После корректировки рН, ЖРК с помощью насоса прокачивают через фильтр (Ф), заполненный 20 л сорбента Т-35 и размещенный в металлическом контейнере (К). Контейнер предварительно заполняют свежеприготовленным цементным компаундом на основе очищенного от цезия ЖРК. Цементный компаунд обеспечивает снижение мощности дозы до необходимого уровня от заполненного контейнера. После пропускания через сорбент 2 м³ ЖРК сорбент промывают водой и продувают сжатым воздухом для удаления остатков раствора из трубопроводов и фильтра. После контейнер перемещают в хранилище ТРО. Очищенный от основной доли радионуклидов цезия ЖРК поступает в емкость Е3, которая является приемной для цементирования. Для цементирования очищенный ЖРК насосом подают в мерную емкость МЕ и затем сливают в смеситель СМ. Из бункеров БЦ и БД дозируют цемент и добавки в СМ с включенной мешалкой и перемешивают цементный компаунд в течение заданного времени. После этого открывают шланговый затвор и сливают цементный компаунд в контейнер К, в котором предварительно размещают фильтр со свежим сорбентом. Использование селективного извлечения радионуклидов цезия в сочетании с цементированием при переработке ЖРК с повышенной объемной активностью ($\sim 3.7 \cdot 10^8$

Бк/дм³) позволяет отверждать ЖРО на установках цементирования с однозонной планировкой, что снижает стоимость переработки за счет размещения цементного компаунда в контейнере типа КМЗ, а не НЗК-150-1.5П и уменьшает дозовые нагрузки на персонал.



Е1 – емкость ЖРК, Е2 – емкость для корректировки рН, Е3 – приемная емкость, Е4 – емкость с HNO_3 , МЕ – мерная емкость, СМ – смеситель, БЦ – бункер цемента, БД – бункер добавок, К – защитный контейнер, Ф – фильтр с сорбентом. L – датчики уровня, 1 – грязная сдвуха, 2 - чистая сдвуха, 3 – сжатый воздух, 4 – промывная вода

Рисунок 3 – Принципиальная схема переработки ЖРК

Глава 7. Переработка вторичных ЖРО, образующихся в термических процессах переработки ТРО

Термические методы позволяют значительно сократить объем ТРО, но для них характерно образование значительного объема вторичных ЖРО. Основным вторичным ЖРО, образующимся на установках и требующий переработки, является щелочной скрубберный раствор из системы газоочистки. При переработке 1 т горючих отходов образуется от 100 до 300 л ЖРО. При наличии полимерных компонентов (ПВХ, резина и др.) в ТРО солесодержание в отработавшем скрубберном растворе достигает 100 г/л. Указанный факт существенно снижает эффективность термических методов переработки ТРО.

Скрубберный раствор по своему химическому и радионуклидному составу близок к КО АЭС. Поэтому для очистки скрубберного раствора нами был опробован метод, разработанный для КО АЭС. Полученные результаты показывают, что после проведения стадий озонирования, фильтрации и селективной сорбции удельная активность всех присутствующих в скрубберном растворе радионуклидов снижается до значений ниже УВ, что позволяет перевести данный вид отходов в разряд не радиоактивных. Так при удельной

активности скрубберного раствора, Бк/дм³: $\Sigma \alpha - 7,1 \times 10^3$, ¹³⁷Cs- $1,3 \times 10^5$, ⁹⁰Sr- $1,2 \times 10^4$, ⁶⁰Co- $3,4 \times 10^3$ после озонирования, фильтрации и пропускания 100 колоночных объемов через Т-35 удельная активность фильтрата составила значение менее минимальной детектируемой удельной активности (5 Бк/дм³).

Таким образом, вторичные ЖРО, образующиеся в процессах термической переработки ТРО, могут быть переработаны совместно с КО на АЭС и других объектах с использованием селективного извлечения радионуклидов.

Глава 8. Дезактивация металлических РАО

Из промышленно используемых методов дезактивации металлических РАО наибольшей эффективностью и производительностью обладает абразивный. Однако, использование этого метода имеет ограничение по уровню загрязнения. Для металлических радиоактивных отходов (МРО), имеющих повышенный уровень загрязнения, и среднеактивных МРО могут быть использованы жидкостные методы, среди которых наиболее эффективными являются электрохимическая (ЭХД) и ультразвуковая дезактивация (УЗД). Однако, ЭХД имеет существенные недостатки, главным из которых является влияние геометрии обрабатываемых МРО на эффективность дезактивации. Применение УЗД для МРО с повышенным уровнем загрязнения для среднеактивных МРО представляется более перспективным, т.к. воздействие ультразвука на обрабатываемую поверхность и во внутренних полостях МРО эффективно. Однако, при использовании УЗД необходимо учитывать образование вторичных ЖРО и максимально возможно сократить их образование.

Для дезактивации МРО с повышенным уровнем загрязнения (десятки тысяч частиц/см²*мин) совместно с ФГУП НИКИЭТ и ООО «АЛЕКСАНДРА-ПЛИУС» была разработана, изготовлена и испытана опытная установка жидкостной дезактивации с использованием ультразвука для металлических изделий сложной геометрии. Испытания сначала провели на ФГУП «РАДОН» и продолжили в филиале № 1 СевРАО в губе Андреева на реальных фрагментах чехлов типа 22М и ЧТ-4 для отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) из нержавеющей стали, имеющих β -загрязнение от нескольких сотен до 18000 частиц/см²*мин и МЭД γ -излучения вплотную от образца от 0,25 до 30 мкЗв/ч.

Проведенные эксперименты показали принципиальную возможность дезактивации чехлов для ОТВС на опытной установке до фоновых значений.

Для сокращения объемов вторичных ЖРО, образующихся во время УЗД чехлов ОТВС, была опробована очистка реальной промывной воды, полученной на опытной установке после дезактивации 10 фрагментов ОТВС. Объемная активность составила: Бк/дм³: ¹³⁷Cs- $2,7 \times 10^3$, ⁹⁰Sr- $3,2 \times 10^4$, рН - 4 – 6. Лабораторная установка включала колонку с сорбентом Т – 35 для очистки от цезия и колонку с сорбентом МДМ для очистки от

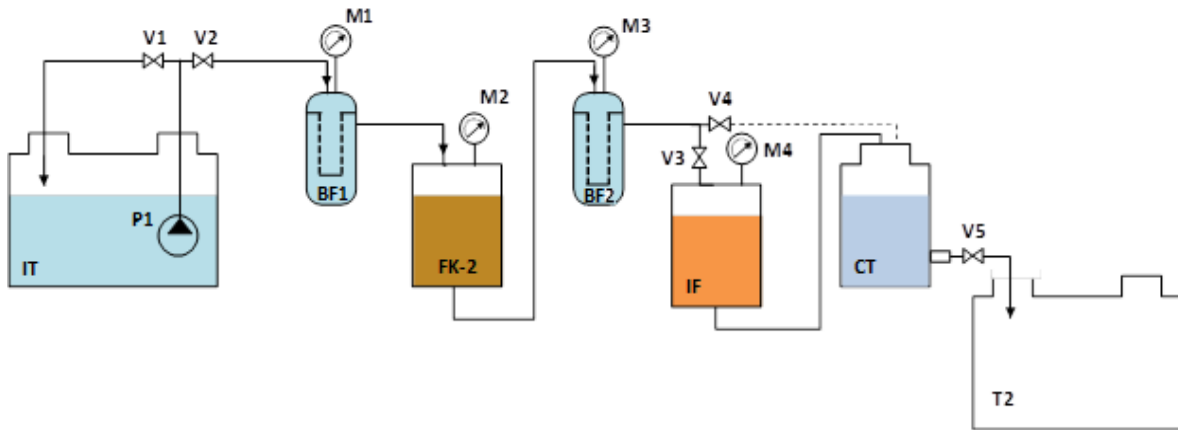
стронция. Объемная активность полученного фильтрата после пропускания 100 колоночных объемов была ниже минимально детектируемой активности: ^{137}Cs - < 4, ^{90}Sr - < 0,7 Бк/дм³.

По результатам испытаний опытной установки был разработан технический проект промышленной установки ультразвуковой дезактивации МРО для Балаковской АЭС. В 2016 году установка запущена в опытную эксплуатацию.

Глава 9. Очистка ЖРО пункта хранения радиоактивных отходов «Саакадзе»

Пункт хранения радиоактивных отходов «Саакадзе» расположен в Грузии в 30 км от г. Тбилиси. Пункт для приема РАО закрыт в 1988 году. В одной емкости находится ~ 50 м³ ЖРО с удельной активностью по ^{226}Ra ~ 2020 Бк/кг. Хотя емкость для ЖРО изготовлена из бетона и внутри облицована нержавеющей сталью, хранение ЖРО в таком виде представляет серьезную угрозу окружающей среде.

После проведения в лабораторных условиях экспериментов, в которых для очистки от ^{226}Ra использовали сорбент МДМ на основе модифицированного диоксида марганца, была разработана установка, представленная на рис. 4.



ИТ – емкость с исходными ЖРО; ВФ1 и ВФ2 – мешочные фильтры; ФК-2 – фильтр-контейнер с неорганическим сорбентом МДМ; ИФ – ионообменный фильтр с катионообменной смолой; СТ – пластиковая контрольная емкость; Р1 – погружной центробежный насос; М1-М4 – манометры, V1-V5 – шаровые вентили, Т2 – емкость.

Рисунок 4 - Технологическая схема мобильной установки для очистки ЖРО

Общий объем очищенных ЖРО составил 50 м³. Суммарная объемная альфа – активность очищенной воды составила 11 Бк/дм³, суммарная объемная бета – активность – менее 19 Бк/дм³, объемная активность по ^{226}Ra – 11 Бк/дм³. Полученная после очистки вода не является радиоактивным отходом и была сброшена в окружающую среду после получения разрешения надзорных органов.

По окончании работ установка была демонтирована и выведена из эксплуатации. Все оборудование установки было кондиционировано цементным раствором на основе

очищенной воды в трех 200 – л бочках. Коэффициент сокращения объема радиоактивных отходов составил 75,8. Следует отметить, что впервые используемая для очистки ЖРО передвижная установка была одноразовой, т.е. доставленная на объект Заказчика передвижная установка после очистки ЖРО была выведена из эксплуатации.

Глава 10. Переработка отработавших ионообменных смол

Свободные объемы для хранения отработавших ИОС на всех объектах атомной отрасли практически исчерпаны. В настоящее время только на АЭС России накоплено ~ 30 тыс. м³ отработавших сорбентов, в основном ИОС при общем объеме ЖРО 90 тыс. м³. Значительная доля ИОС (до 30 %) в общем количестве накопленных ЖРО исключает возможность их совместной переработки, т.к. доля ИОС, например, в цементном компаунде не превышает 10 об. %. Промышленных установок для переработки ИОС в России на данный момент не существует.

В течение нескольких лет с целью отработки технологических параметров для дальнейшего создания промышленной установки на ФГУП «РАДОН» были опробованы в различных масштабах следующие методы переработки и кондиционирования ИОС: сушка, обезвоживание, включение в матричные материалы, пиролиз, сверхкритическое водное окисление, пероксидное окисление, дезактивация.

Проведена оценка технологической приемлемости методов по следующим критериям: соответствие требованиям нормативных документов, удельная активность ИОС и наличие сертифицированной упаковки, производительность установки, референтность. Выбранным критериям соответствуют: включение в полимерную матрицу и цементирование. Выполнено технико-экономическое сравнение указанных технологий, показавшее преимущество первой.

Разработана и изготовлена опытно-промышленная установка кондиционирования отработавших ИОС, реализующая технологию обезвоживания и включения ИОС в полимерное связующее на основе эпоксидных смол российского производства методом пропитки в контейнере для захоронения. Технологический процесс кондиционирования ИОС на опытно-промышленной установке включает следующие основные операции:

- подача ИОС с помощью монжуса и сгущение пульпы в дозаторе;
- заполнение контейнера сгущенной пульпой ИОС из дозатора сжатым воздухом;
- обезвоживание ИОС в контейнере вакуумированием;
- пропитка ИОС в контейнере полимерным связующим.

При кондиционировании ИОС в зависимости от удельной активности на опытно-промышленной установке применяют два типа контейнеров: КМЗ-РАДОН-ИОС и НЗК-150-1,5П со вставкой. Контейнер КМЗ-РАДОН-ИОС и вставка в НЗК имеют аналогичную конструкцию, одной из особенностей которой является наличие верхней и нижней

перегородок с сетками. При заполнении контейнера ИОС подают в пространство между этими перегородками. Обезвоживание пульпы ИОС, загруженной в контейнер, производят путем фильтрации свободной жидкости через нижнюю перегородку контейнера и последующего ее удаления с помощью вакуума. При пропитке ИОС полимерное связующее (смесь эпоксидной смолы и отвердителя) подают под нижнюю перегородку контейнера до полного его заполнения снизу вверх.

Установку в виде отдельных узлов транспортируют спецтранспортом на объекты Заказчика, монтируют на объекте, подключают к инженерным сетям, кондиционируют ИОС и вывозят контейнеры в место временного хранения с последующей передачей Национальному оператору.

К 2023 г. на ФГУП «РАДОН» выполнено кондиционирование 15 м³ собственных ИОС со станции спецводоочистки и 7,6 м³ ИОС, доставленных с Калининской АЭС. Кондиционированные ИОС в сертифицированных контейнерах направлены на временное хранение.

По завершению кондиционирования были отобраны пробы полимерного компаунда из контейнеров для определения регламентируемых параметров. Содержание свободной жидкости в пробах ИОС из контейнеров составляло менее 1 масс. %. Водоустойчивость образцов полимерного компаунда по радионуклиду ¹³⁷Cs на 28 сутки составила 4,21·10⁻⁵ г/см²·сут, что удовлетворяет требованиям к отвержденным РАО. Испытания образцов полимерного компаунда на термическую и радиационную стойкость показали, что полученный компаунд по данным параметрам намного превосходит регламентируемые значения.

В ближайшем будущем планируется использовать опытно-промышленную установку для кондиционирования ИОС, накопленных на Калининской и Ленинградской АЭС.

Использованный для кондиционирования ИОС полимерный компаунд был опробован для кондиционирования отработавших неорганических сорбентов. Было установлено, что полимерный компаунд на основе российских эпоксидных смол может быть использован для отверждения отработавших неорганических сорбентов с удельной активностью до 10¹¹ Бк/кг.

Заключение

1. Количественно определены и систематизированы основные селективные характеристики различных сорбентов для выделения радионуклидов цезия из высокосолевых жидких радиоактивных отходов (ЖРО): кубовых остатков АЭС, отработавших скрубберных растворов остекловывания ЖРО и термических установок переработки твердых радиоактивных отходов (ТРО).

2. Изучено влияние органических веществ и хромат-ионов на процессы сорбции радионуклидов цезия и соосаждения радионуклидов цезия, кобальта, марганца из кубовых остатков АЭС и растворов солевых плавов АЭС.

3. Проведенные исследования легли в основу целого ряда технологий переработки различных РАО среднего и низкого уровня активности. Проведены успешные лабораторные, стендовые, опытно-промышленные и пусконаладочные испытания разработанных технологий для переработки ЖРО ФГУП «РАДОН», ЖРО ГНЦ РФ ФЭИ, ЖРО пункта хранения РАО, Саакадзе, ЖРО и ТРО АЭС России и Казахстана.

4. Разработана, обоснована и внедрена в промышленном масштабе на Кольской и Смоленской АЭС технология переработки кубовых остатков АЭС, включающая стадии озонирования, фильтрации и селективной сорбции.

5. Изучена возможность переработки солевых плавов, накопленных на АЭС России, и предложены технологии их переработки.

6. Разработана, обоснована и внедрена в промышленном масштабе технология обращения с низкосолевыми ЖРО ФГУП «РАДОН».

7. Разработана, обоснована и изготовлена установка переработки жидких радиоактивных концентратов ГНЦ РФ ФЭИ, включающая стадии селективной сорбции радионуклидов цезия и цементирования очищенного раствора.

8. Разработана и испытана на реальных металлических радиоактивных отходах (МРО) опытная установка ультразвуковой дезактивации. По результатам испытаний разработана и запущена в эксплуатацию промышленная установка ультразвуковой дезактивации МРО Балаковской АЭС.

9. Разработана, обоснована и внедрена в промышленном масштабе технология кондиционирования отработавших ионообменных смол методом включения в полимерную матрицу непосредственно в контейнере для захоронения.

Таким образом, в работе научно обоснованы технические решения для различных технологий, которые позволяют эффективно перерабатывать различные ЖРО и ТРО с селективным извлечением радионуклидов, что значительно повышает экономическую эффективность переработки, экологическую и радиационную безопасность обращения с

РАО.

Окислительно-сорбционная технология очистки от радионуклидов кубовых остатков АЭС может быть рекомендована для включения в российские и зарубежные проекты комплексов переработки АЭС нового поколения.

Установка кондиционирования отработавших ионообменных смол методом включения в полимерную матрицу может быть рекомендована для включения в проекты существующих и строящихся АЭС после согласования с надзорными органами и национальным оператором по обращению с РАО.

СПИСОК РАБОТ, ОПУБЛИКОВАННЫХ АВТОРОМ

Публикации, в изданиях, индексируемых в международных базах данных:

1. Савкин А. Е. Разработка и испытания технологии переработки жидких радиоактивных отходов АЭС // Радиохимия. 2011. т. 53. N 5. С. 470–473.
2. Савкин А.Е., Варлаков А.П. Разработка технологии очистки и отверждения жидких радиоактивных концентратов Физико-энергетического института // Радиохимия. 2011. т.53. №5. С. 477 – 480.
3. Савкин А.Е., Карлин Ю.В., Маряхин М.А. Разработка и испытания усовершенствованной технологии очистки ЖРО МосНПО «Радон» // Радиохимия. 2011. т.53. №5. С. 474 – 476.
4. Савкин А.Е., Моренова А.Г., Захарова Е.В., Родыгина Н.И. Окислительно-сорбционная очистка кубовых остатков Ленинградской АЭС от радионуклидов // Радиохимия. 2003. т. 45. № 4. С. 362-365.
5. Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т., Синякин О.Г., Арустамов А.Э., Балдов А.Н. Оценка возможности переработки ЖРО, накопленных на реакторе БН-350 // Радиохимия. 2001. т.43. №3. С. 277-280.
6. Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Савкин А.Е., Лащёнов С.М. Обращение с кубовыми остатками АЭС //Атомная энергия. 2000. т.89. вып.5. С. 365-372.
7. Савкин А.Е., Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Голобоков С.М., Сластенников Ю.Т., Синякин О.Г. Возможность применения сорбционного метода для очистки жидких радиоактивных отходов АЭС //Радиохимия. 1999. т. 41. № 2. С. 172-176.

Публикации, в рецензируемых изданиях:

8. Савкин А.Е. Переработка плавов, накопленных на АЭС // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы. 2021. Вып. 2(108). С. 61-69.
9. Савкин А.Е. Совершенствование технологии очистки кубовых остатков Кольской АЭС от радионуклидов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы. 2020. Вып. 4(105). С. 51-59.
10. Осташкина Е.Е., Савкин А.Е. Научно-технологическое обоснование выбора способа кондиционирования отработавших радиоактивных ионообменных смол // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы. 2020. Вып. 3(104). С. 40-53.

11. Савкин А.Е. Очистка от радия жидких радиоактивных отходов, накопленных в Грузии // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы. 2019. Вып. 3(99). С. 39-50.

12. Савкин А.Е. Сравнение вариантов переработки кубовых остатков Белоярской АЭС // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы. 2019. Вып. 2(98). С. 73-87.

Публикации по теме диссертации в научных журналах:

1. 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.

2. Осташкина Е.Е., Савкин А.Е. Радиационная стойкость органических компаундов для отверждения жидких радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. 2021. № 3 (16). С. 44—50.

3. Савкин А.Е., Карлина О.К. Разработка технологии кондиционирования отработавших ионообменных смол // Радиоактивные отходы. 2018. № 1(2). С. 54 – 61.

4. Белый М.Д., Карлин Ю.В., Карлина О.К., Матвеев А.А., Невров Ю.В., Савкин А.Е., Хан В.С. Технологии и оборудование для дезактивации металлических РАО // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы. 2016. Вып. 3(86). С. 30-39.

5. Савкин А.Е., Осташкина Е.Е., Павлова Г.Ю., Карлина О.К. Опытная переработка отработавших ионообменных смол // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Материаловедение и новые материалы. 2016. Вып. 3(86). С. 40-49.

6. Арустамов А.Э., Савкин А.Е., Зинин А.В., Красников П.В., Прилепо Ю.П., Перевезенцев В.В., Свитцов А.А., Хубецов С.Б. Метод ионоселективной очистки жидких радиоактивных отходов атомных станций // Безопасность жизнедеятельности. 2005. № 11. С. 13-16.

7. Омельчук В.В., Стахив М.Р., Савкин А.Е., Фёдоров Д.А., Корнев В.И. Разработка технологии и переработка кубовых остатков на Кольской АЭС // Безопасность окружающей среды. 2007. № 3. С. 34-37.

8. Савкин А.Е., Карлина О.К., Васильев А., Малинкин В.М., Дубинин Г.В., Лебедев Н.М., Смирнов Б.А. Испытания ультразвуковой установки для дезактивации металлических РАО // Безопасность окружающей среды. 2007. № 3. С. 38-41.

Публичные доклады на международных научных мероприятиях (*конференциях, съездах, симпозиумах, конгрессах*):

1. Камаева Т.С., Кузнецова Н.М., Осташкина Е.Е., Савкин А.Е. Методическое сопровождение контроля соответствия показателям качества полимерного компаунда на основе радиоактивной отработавшей ИОС: сб. тезисы докладов / ФГУП «РАДОН»; Четвёртая международная научно-практическая конференция, 21-22 сентября 2022 г. Сергиев Посад. 2022. С. 20-21.

2. Elizaveta Ostashkina, Alexander Savkin, Yuriy Slastennikov. Pilot-Industrial Conditioning of Spent Radioactive Ion-Exchange Resins / International conference on radioactive waste management. Solution for a Sustainable on future. IAEA. 5 – 12.11.2021. Solutions for Specific Wastes / 148.
3. Осташкина Е.Е., Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т., Суменко А.В. Опытное-промышленное кондиционирование отработавших ионнообменных смол: сб. трудов/ ФГУП «РАДОН», вторая международная научно-практическая конференция, посвященная 60-летию ФГУП «РАДОН», 23-24 сентября 2020 г. Сергиев Посад. 2020. С. 104-107.
4. Савкин А.Е. Совершенствование технологии очистки кубовых остатков Кольской АЭС от радионуклидов с использованием сорбентов «Термоксид»: сб. трудов/ ФГУП «РАДОН», вторая международная научно-практическая конференция, посвященная 60-летию ФГУП «РАДОН», 23-24 сентября 2020г. Сергиев Посад. 2020. С. 111-114.
5. Савкин А.Е., Карлина О.К. Внедрение технологии кондиционирования отработавших радиоактивных ионнообменных смол: сб. тезисов докладов / МНТК-2018 «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики», 23.05.2018 - 24.05.2018. Москва. С. 93 - 94
6. Karlin Yu.V., Barinov A.S., Volkov A.S., Dmitriev S.V., Iljin V.A., Savkin A.E., Sobolev I.A., Flit V.Yu. Management of liquid radioactive waste from non-power application at Mos NPO"Radon": Book of extended synopses / International Conference on "Management of Radioactive Waste from Non-Power Applications-Sharing the Experience". 5-9 November 2001, Malta.. IAEA –CN-87, p.175-177.
7. Dmitriev S.A., Lifanov F.A., Savkin A.Eu., Lachenov S.M., Baldov A.N., Slastennikov Yu.T., Sinyakin O.G., Arustamov A.E. Technical proposals on processing evaporator concentrates, accumulated at the BN-350 reactor in Kazakstan /WM'01. "HLW, LLW, Mixed Wastes and Environmental Restoration – Working Toward a Cleaner Environment". Tucson, Arizona, USA, February 25 – March 1. 2001. 21D-32.
8. Dmitriev S.A., Lifanov F.A., Savkin A.Eu., Popkov V.N., Polkanov M.A., Gorbunov V.A., Spirin N.A., Oskolkov Yu.A., Burov M.Yu., Shvetsov S.Yu. Plasma plant for radioactive waste treatment /"WM'01. "HLW, LLW, Mixed Wastes and Environmental Restoration – Working Toward a Cleaner Environment", Tucson, Arizona, USA, February 25 – March 1. 2001. 21D-40.
9. Polkanov M.A., Savkin A.Eu., Dmitriev S.A., Lifanov F.A., Popkov V.N., Gorbunov V.A., Spirin N.A., Oskolkov Yu.A., Shvetsov S.Yu., Burov M.Yu., Vitik N.V. Plasma treatment of radioactive waste in shaft furnace / ICEM'01. The 8-th International Conference on radioactive waste management and environment remediation, sept.30-oct.4, 2001.Bruges, Belgium, p.27-28.
10. Соболев И.А., Лифанов Ф.А., Витик Н.В., Кобелев А.П., Захаренко В.Н., Полканов М.А., Попков В.Н., Савкин А.Е. Остекловывание РАО в индукционных плавителях: Сборник трудов /4 Международная научно-техническая конференция «Обращение с РАО», Москва, 26-28 июня 2001 г., Москва. 2002. С. 121-134.

11. Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Савкин А.Е. Пути разрешения проблемы хранения кубовых остатков на АЭС: Сборник трудов /4 Международная научно-техническая конференция «Обращение с РАО», Москва, 26-28 июня 2001 г., Москва. 2002. С. 113-120.
12. Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Карлин Ю.В., Савкин А.Е. Опыт переработки ЖРО в Мос НПО «Радон»: сб. тезисов / Международная научно-техническая конференция «Атомная энергетика и топливные циклы – АЭТЦ-1» (НРЕС-1). Москва-Дмитровград, 1-5 декабря 2003. CD-ROM. № 67.
13. Соболев И.А., Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Попков В.Н., Савкин А.Е., Полканов М.А., Горбунов В.А., Спиринов Н.А. Плазменные технологии переработки радиоактивных, опасных промышленных, медицинских и бытовых отходов: сб. тезисов / Международная научно-техническая конференция «Атомная энергетика и топливные циклы – АЭТЦ-1» (НРЕС-1). Москва-Дмитровград, 1-5 декабря 2003. CD-ROM. № 66.
14. Соболев И.А., Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Кобелев А.П., Попков В.Н., Полканов М.А., Савкин А.Е., Варлаков А.П., Карлин С.В. Высокотемпературная переработка РАО среднего уровня активности: Сборник докладов / Международная научно-техническая конференция, посвященная 60-летию Свердловского химического завода, сентябрь 2002. Екатеринбург. 2003. Выпуск 10(74). С. 213-217.
15. Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Кобелев А.П., Савкин А.Е. Опыт обращения с радиоактивными отходами в Мос НПО «Радон»: сб. докладов / 7 международная конференция «Безопасность ядерных технологий: обращение с РАО» 27 сентября – 1 октября 2004 г. Санкт-Петербург. 2004. С. 213-220.
16. Дмитриев С.А., Савкин А.Е., Варлаков А.П., Лазарев В.Н., Ковальская С.В., Смоляков В.И., Горбунова О.А. Переработка жидких радиоактивных концентратов первой в мире АЭС: сб. докладов / 7 международная конференция «Безопасность ядерных технологий: обращение с РАО», 27 сентября – 1 октября 2004 г. Санкт-Петербург. 2004. С. 209-212.
17. Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Кобелев А.П., Попков В.Н., Савкин А.Е., Полканов М.А., Горбунов В.А., Спиринов Н.А., Кадыров И.И., Швецов С.Ю. Плазменные технологии переработки опасных видов отходов: сб.тезисов / 3 международный симпозиум «Горение и плазмохимия», 24-26 августа 2005. Алматы, Казахстан. Казахский ун-т. 2005. С. 76-77.
18. Дмитриев С.А., Попков В.Н., Савкин А.Е., Полканов М.А., Горбунов В.А., Спиринов Н.А., Швецов С.Ю., Кадыров И.И. Шахтная технология переработки смешанных радиоактивных отходов с использованием плазменных источников нагрева: сб. тезисов / 5 международная научно-техническая конференция «Обращение с радиоактивными отходами», Москва, ВНИИАЭС, 22-24 ноября 2005. Москва. 2005. С. 16-17.
19. Кобелев А.П., Савкин А.Е., Синякин О.Г. Концентрирование радионуклидов из ЖРО и остекловывание концентратов: сб. тезисов / 5 международная научно-техническая конференция «Обращение с радиоактивными отходами», Москва, ВНИИАЭС, 22-24 ноября 2005. Москва. 2005. С. 19-20.

20. Шевченко Н.А., Полканов М.А., Савкин А.Е., Морёнова А.Г., Осколков Ю.А., Ефимов А.В., Скопинцева Л.И. Электрохимическая дезактивация металлических радиоактивных отходов: сб. тезисов / 5 международная научно-техническая конференция «Обращение с радиоактивными отходами», Москва, ВНИИАЭС, 22-24 ноября 2005. Москва. 2005. С. 48-49
21. Dmitriev S.A., Savkin A.E., Lifanov F.A., Kobelev A.P., Efimov A.V., Sinyakin O.G. Processing of Spent Radioactive Ion-Exchange Resins / 10th International Conference on Environmental Remediation and Radioactive Waste Management, September 4-8, 2005, Scottish Exhibition & Conference Centre, Glasgow, Scotland, CD-ROM, ICEM'05-1132, session 18, p. 1-6.
22. Нечаев В.Р., Савкин А.Е., Синякин О.Г., Качалова Е.А., Сороколетова А.Н. Концентрирование радионуклидов из ЖРО и остекловывание концентратов: сб. тезисов / 9 международная студенческая научная конференция «Полярное сияние – 2006. Ядерное будущее: безопасность, экономика и право» 30 января – 4 февраля 2006 г. Санкт – Петербург. С. 245-246.
23. Кобелев А.П., Савкин А.Е., Синякин О.Г., Качалова Е.А., Сороколетова А.Н., Нечаев В.Р. Технология переработки пластов, накопленных на АЭС: сб. докладов / Международный ядерный форум «АТОМТРАНС - 2006», 25-29 сентября 2006. Санкт-Петербург. С. 42-47.
24. Kobelev A.P., Savkin A.E., Zaharenko V.N., Kachalova E.A., Sinjakin O.G., Nechaev V.R., Sorokoletova A.N. Concentrating of LRW radionuclides with subsequent vitrifying / 8 Internationales Symposium “Konditionierung radioaktiver Betriebs - und Stilllegungsabfälle” KONTEC'2007, 21-23 März 2007, Dresden, Germany, p. 711-718. CD-ROM
25. Dmitriev S.A., Lifanov F.A., Kobelev A.P., Arustamov A.E., Savkin A.E., Myshkin J.V. Development technology of cleaning NPP evaporator concentrates from radionuclides / 8 Internationales Symposium “Konditionierung radioaktiver Betriebs - und Stilllegungsabfälle” KONTEC'2007, 21-23 März 2007, Dresden, Germany, p. 719-726. CD-ROM.
26. Kobelev A.P., Savkin A.E., Sinjakin O.G., Kachalova E.A., Sorokoletova A.N., Nechaev V.R. Technology for Treatment of Salt Residue Stored at NPPs. / WM'07 Conference, February 25-March 1, 2007, Tucson, AZ. CD-ROM, 7101
27. Васильев А.П., Савкин А. Е., Карлина О.К. Испытание опытной установки ультразвуковой дезактивации металлических радиоактивных отходов: сб. тезисов / Международная конференция «Экология человека и природа», 27 июня- 2 июля 2008, Москва-Плс. 2008. С. 105- 106.
28. Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Кобелев А.П., Волков А.С., Савкин А.Е. Опыт обращения с радиоактивными отходами в Мос НПО «Радон»: сб. докладов / VI Международная научно-техническая конференция - 2008 «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики», 21 -23 мая 2008, Москва.
29. Сунцов Д.Ю., Тюпина Е.А., А.Е. Савкин. Изучение процесса реэкстракции радионуклидов ¹³⁷Cs и ⁶⁰Co из отработанных вакуумных масел: Тезисы докладов. / IV

Международная научно-практическая конференция «Физико-технические проблемы атомной энергетики и промышленности», Томск. 2007. С. 111.

30. Савкин А.Е. Варианты обращения с ионообменными смолами на АЭС: тезисы докладов / Девятая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Москва. 2014. С. 114 - 115.

31. Савкин А.Е., Осташкина Е.Е., Павлова Г.Ю., Карлина О.К. Варианты обращения с отработавшими ионообменными смолами: тезисы докладов / Десятая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Москва. 2016. С. 114 – 115.

32. Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Савкин А.Е. Пути разрешения проблемы хранения кубовых остатков на АЭС: Тезисы докладов / 4 Международная научно-техническая конференция «Обращение с радиоактивными отходами», Москва, 26-28 июня 2001.. С. 29-30.

33. Соболев И.А., Лифанов Ф.А., Витик Н.В., Кобелев А.П., Захаренко В.Н., Полканов М.А., Попков В.Н., Савкин А.Е. Остекловывание ЖРО в индукционных плавителях: Тезисы докладов / 4 Международная научно-техническая конференция «Обращение с радиоактивными отходами», Москва, 26-28 июня 2001. С. 30-31.

34. Дмитриев С.А., Лифанов Ф.А., Полканов М.А., Попков В.Н., Савкин А.Е. Плазменная переработка твёрдых радиоактивными отходах среднего уровня активности: Тезисы докладов / 4 Международная научно-техническая конференция «Обращение с радиоактивными отходами», Москва, 26-28 июня 2001. С. 32-33.

Публичные доклады на всероссийских научных мероприятиях

1. Савкин А.Е., Сладенников Ю.Т., Осташкина Е.Е. Варианты обращения с ЖРО АЭС нового поколения: Сборник докладов / Шестой научно-технический семинар «Проблемы переработки и кондиционирования радиоактивных отходов». Санкт-Петербург: Свое издательство, 2023. С. 40 – 47.

2. Осташкина Е.Е., Савкин А.Е., Сладенников Ю.Т. Кондиционирование радиоактивных отработавших смол Калининской АЭС: Сборник докладов / Шестой научно-технический семинар «Проблемы переработки и кондиционирования радиоактивных отходов». Санкт-Петербург: Свое издательство, 2023. С. 66 – 75.

3. Осташкина Е.Е., Савкин А.Е., Сладенников Ю.Т., Суменко А.В. Опытное промышленное кондиционирование отработавших ионообменных смол: Сборник докладов / Четвертый научно-технический семинар «Проблемы переработки и кондиционирования радиоактивных отходов». Санкт-Петербург: Свое издательство, 2021. С. 31 – 34.

4. Савкин А.Е., Осташкина Е.Е., Свитцов А.А. Технология извлечения и кондиционирования битумного компаунда с использованием СВЧ-нагрева: Сборник докладов. /Четвертый научно-технический семинар «Проблемы переработки и кондиционирования радиоактивных отходов». Санкт-Петербург: Свое издательство, 2021. С. 86 - 91.

5. Савкин А.Е., Карлин Ю.В. Переработка жидких радиоактивных отходов,

накопленных в Грузии: сб. трудов. /Первая научно-практическая конференция «Охрана окружающей среды и обращение с радиоактивными отходами научно-промышленных центров» ФГУП «РАДОН». 2019. С. 12 – 18.

6. Осташкина Е.Е., Павлова Г.Ю., Савкин А.Е. Оптимальные составы полимерных компаундов для включения отработавших ионообменных смол: сб. трудов. /Первая научно-практическая конференция «Охрана окружающей среды и обращение с радиоактивными отходами научно-промышленных центров» ФГУП «РАДОН». 2019. С. 49 – 55.

7. Савкин А.Е. Варианты переработки кубовых остатков Белоярской АЭС: тезисы докладов. / Девятая Российская конференция по радиохимии «Радиохимия-2018», 2018, С. Петербург, С.445.

8. Савкин А.Е., Карлина О.К. Внедрение технологии кондиционирования отработавших ионообменных смол: тезисы докладов. / Девятая Российская конференция по радиохимии «Радиохимия-2018», 2018, С. Петербург, С. 446.

9. Горбунов В.А., Качалова Е.А., Кирьянова О.И., Князев О.А., Корнев В.И., Лифанов Ф.А., Полканов М.А., Толстова О.В., Савкин А.Е. Переработка ионообменных смол в индукционном плавителе: сб. тезисов. / Третья Российской конференции по радиохимии «Радиохимия-2000». Санкт-Петербург, 28 ноября-1 декабря 2000. С. 108.

10. Савкин А.Е., Сластенников Ю.Т., Синякин О.Г., Арустамов А.Э., Балдов А.Н. Оценка возможности переработки жидких РАО, накопленных на реакторе БН-350: сб. тезисов. / Третья Российской конференции по радиохимии «Радиохимия-2000». Санкт-Петербург, 28 ноября-1 декабря 2000. С. 147-148.

11. Соболев И.А., Лифанов Ф.А., Витик Н.В., Кобелев А.П., Захаренко В.Н., Полканов М.А., Попков В.Н., Савкин А.Е. Остекловывание РАО в индукционных плавителях: сб. тезисов. / Научно-техническая конференция «Свердловскому ядерному научному центру – 35 лет», г. Заречный, 5-7 июня 2001 г. С.193-194.

12. Дмитриев С.А., Кобелев А.П., Лифанов Ф.А., Полканов М.А., Попков В.Н., Савкин А.Е. Плазменная переработка РАО среднего уровня различной морфологии: сб. тезисов. / Научно-техническая конференция «Свердловскому ядерному научному центру – 35 лет», г. Заречный, 5-7 июня 2001 г. С. 196.

13. Лифанов Ф.А., Савкин А.Е., Полканов М.А., Горбунов В.А., Захаренко В.Н., Ефимов А.В. Проблемы высокотемпературной фильтрации газопылевых выбросов, образующихся при остекловывании РАО: сб. тезисов. / Первая Всероссийская молодёжная научная конференция по фундаментальным проблемам радиохимии и атомной энергетики. Нижний Новгород, 5-8 июня 2001. С. 35-36.

14. Нечаев В.Р., Сороколетова А.Н., Савкин А.Е. Концентрирование радионуклидов из ЖРО с последующим остекловыванием. «Обращение с РАО: Тезисы докладов. / Проблемы и решения»: конференция молодых учёных, аспирантов и студентов, посвящённая 45-летию ГУП Мос НПО «Радон», 15 сентября 2006 г. Сергиев Посад. 2006. С. 10-12.

15. Савкин А.Е., Кобелев А.П., Синякин О.Г., Фёдоров Д.А., Нечаев В.Р. Технология очистки кубовых остатков АЭС от радионуклидов: сб. тезисов / Пятая Российская конференция по радиохимии «Радиохимия-2006», 23-27 октября 2006. Дубна. С. 4.47.

Патенты:

1. Патент РФ RU 2 226 726 C2 G 21 F 9/08 Способ переработки жидких радиоактивных отходов атомной электростанции. Корчагин Ю.П., Кудрявцев Б.К., Резник А.А., Дмитриев С.А., Савкин А.Е., Зинин А.В., Хубецов С.Б., Чечельницкий Г.М. ВНИИАЭС, 2002. Заявл. 27.04.2002, опубл. 10.04.2004.

2. Патент РФ RU 2 268 513 C1 G 21 F 9/06 Способ переработки жидких радиоактивных отходов. Савкин А.Е., Свитцов А.А., Хубецов С.Б., Корчагин Ю.П., Резник А.А., Зинин А.В., Красников П.В., Прилепо Ю.П., Арустамов А.Э. ЗАО «РАОТЕХ». 2004, заявл. 12.28.2004, опубл. 01.20.2006.

3. Патент РФ 2 342 720C1 G 21 F 9/06 Способ переработки жидких радиоактивных отходов. Дмитриев С.А., Федоров Д.А., Савкин А.Е., Карлин Ю.В. ГУП МосНПО «Радон». 2007, заявл. 19.03.2007, опубл. 12.27.2008.

4. Патент РФ RU 2495000 C2 C04B 35/657, C04B 35/109 Плавленолитой хромсодержащий огнеупорный материал. Соколов В.А, Гаспарян М.Д., Савкин А.Е., Глаговский Э.М. НИЯУ МИФИ, 2012, заявл. 01.10.2012, опубл. 10.10.2013.

5. Патент РФ RU 2 524 350 C2 B03B 5/62 B03B 3/12 Установка для очистки дисперсного материала в жидкой среде. Лебедев Н.М., Коняхин А.В., Савкин А.Е., Васильев А.П., Малинкин В.М, Факеев П.И., Дубинин Г.В. ООО «Александра +, НИКИЭТ, ФГУП «РАДОН», 2012, заявл. 19.06.2012, опубл. 27.04.2014.

6. Патент РФ RU 2 637 380 C1 G21F 9/00 Устройство для кондиционирования радиоактивных ионообменных смол. Карлина О.К., Осташкина Е.Е., Павлова Г.Ю., Савкин А.Е., Суменко А.В. ФГУП «РАДОН», 2016, заявл. 06.10.2016, опубл. 05.12.2017.

7. Патент РФ RU 2 384 906 C2 G21F 9/14 G21F 9/32 F27B 1/00 Ультразвуковая установка для дезактивации металлических деталей. Лебедев Н.М., Васильев А.П., Дубинин Г.В., Коваленко В.Н., Савкин А.Е., Сердитов В.Ю., Коняхин А.В. ООО "Александра-Плюс", 2008, заявл. 27.02.2008, опубл. 20.03.2010.