СИБИРСКИЙ ХИМИЧЕСКИЙ КОМБИНАТ

ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

Открытое акционерное общество
«СИБИРСКИЙ ХИМИЧЕСКИЙ КОМБИНАТ»
(ОАО «СХК»)

Молодежь ЯТЦ: наука, производство, экологическая безопасность

Отраслевая научно-практическая конференция молодых специалистов и аспирантов

15-19 ноября 2010 г.

Материалы конференции

Северск 2010

УДК 621.039+628.39
ББК 31.4
М341

Молодежь ЯТЦ: наука, производство, экологическая безопасность. Материалы Отраслевой научно-практической конференции молодых специалистов и аспирантов, 15-19 ноября 2010 г. – Северск: Изд. «СТИ» НИЯУ МИФИ, 2010. – 342 с.

Сборник включает в себя материалы Отраслевой научно-практической конференции молодых специалистов и аспирантов «Молодежь ЯТЦ: наука, производство, экологическая безопасность». Приводятся научные и практические результаты исследований, связанных с совершенствованием химической технологии и технологических процессов химических производств атомной промышленности, обеспечением безопасности процессов, производств и объектов, в том числе АЭС, использующих ядерные технологии и ядерные материалы, затронуты вопросы по поддержке молодых работников ЯТЦ и развития их научного потенциала.

В сборник включено 98 докладов, сгруппированных в 4 секциях: «Химическая технология ЯТЦ и перспективные направления ее развития»; «Радиационная и экологическая безопасность атомной отрасли»; «Атомная энергетика в XXI веке и ее безопасность»; «Молодежь ЯТЦ: проблемы и пути их решения».

Материалы сборника будут полезны для специалистов, работающих в атомной отрасли, а также аспирантов вузов соответствующих специальностей.

Материалы сборника издаются в авторской редакции. За достоверность предоставляемой докладчиками информации редакция ответственности не несет.

ISBN 978-5-93915-104-7

©ОАО «Сибирский химический комбинат»

СОДЕРЖАНИЕ

ХИМИЧЕСКАЯ ТЕХНОЛОГИЯ ЯТЦ И ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ЕЕ РАЗВИТИЯ

Арутюнян Д.Р., Буйновский А.С., Молоков П.Б. Возможность совместного извлечения и разделения урана и золота на углеродных сорбентах из кислых растворов выщелачивания руд и концентратов Эльконского месторождения 9

Биянов А.В., Горюнов А.Г., Иванов К.А., Шенцов Э.Ю. Система стабилизации потока органической фазы каскада экстракционных колонн с применением частотного управления погружными центробежными насосами 12

Бобрицкий А.В., Ворошилов Ю.А., Ермолин В.С., Логунов М.В. Оценка возможности экстракционной переработки и изучение фазовой стабильности растворов топлива АМБ 16

Васильков И.В., Соломенцев С. Ю., Давыдов Д.Ю. Исследование морфологии и состава поверхности оборотных гранул из сплава U–9 % Mo 21

Виданов В.Л., Двоеглазов К.Н., Волк В.И., Веселов С.Н., Сергеева Л.Н. Исследование возможности очистки уранового экстракта от технеция 24

Гулюта М.А., Балахонов В.Г., Лазарчук В.В., Сироткина М.В., Тинин В.В., Буйновский А.С., Дорда Ф.А., Макасеев Ю.Н. Поведение кремния в процессах выщелачивания урана азотной кислотой из концентратов урана и экстракционной переработки растворов урана 26

Дамм Ю.П., Ледовских А.К., Галата А.А., Мурлышев А.П., Орехов И.А., Соловьев А.И., Софронов В.Л. Исследование и совершенствование технологии получения фтора 30

Денисевич А.А., Ливенцова Н.В., Нагайцева О.В. Оптимизация электрохимического процесса получения фтора 33

Казаров Э.Г. Анализ использования различных воднохимических режимов второго контура для АЭС с ВВЭР-1000 37

Каменев Е.А., Круглов С.Н. Обеспечение безопасности проведения экстракционного аффинажа регенерированного урана с повышенным содержанием Tc-99 41

Каменев Е.А., Круглов С.Н., Лазарчук В.В., Соковиков С.А. Способ очистки регенерируемого урана от технеция-99 42

Каменев Е.А., Круглов С.Н. Способ очистки регенерированного урана от плутония, тория-228 и нептуния-237 44

Кобзарь Н.Ю., Галата А.А., Смолкин П.А., Макасеев А.Ю., Софронов В.Л. Изготовление и изучение свойств сорбента на основе фторида лития 46

Кондратьев А.В., Бычков С.И., Ефремов И.Г., Парецков Е.Н. Разработка технологии переработки ОЯТ методом флюидной экстракции 48

Конников А.В., Рамазанов Л.М., Логунов М.В. Изучение условий растворения плутония 54

Кривопустов С.И., Пищулин В.П., Брендаков В.Н., Теровский С.В. Разработка метода диагностики экстракционных аппаратов 56

Кривопустов С.И.[1], *Пищулин В.П.*[2], *Брендаков В.Н.*[2], *Теровский С.В.* Разработка математической модели процессов в экстракционных колонных аппаратах 60

Кривопустов С.И. Разработка реактора ацетатного осаждения для технологии переработки ОЯТ 64

Криницын Н.С., Байдали С.А., Дядик В.Ф. Исследование САУ температурой реакционной зоны АКТ, спроектированной методом структурно-параметрического синтеза 66

Кузьмина Н.В., Голик В.М., Трепачев С.А., Голик С.В. Определение содержания кремния в гексафториде урана с использованием современных масс-спектрометров с индуктивно-связанной плазмой 70

Луконин С.Е., Мазин В.И., Мартынов Е.В., Фортуна С.В. Модифицирование клеевых соединений на основе эпоксидных смол углеродными наночастицами 74

Митусов А.А., Бычков С.И., Ефремов И.Г., Парецков Е.Н., Кондратьев А.В. Исследование процесса осветления высококонцентрированных растворов от переработки ОЯТ ВВЭР-1000 79

Михалевич С.С., Чурсин Ю.А., Горюнов А.Г., Рогозный Д.Г., Шенцов Э.Ю. Разработка модели системы экстракционных колонн установки по переработке урановых концентратов как объекта управления 83

Молоков П.Б., Буйновский А.С. Возможность совместного извлечения урана, золота и редкоземельных металлов из комплексных руд 87

Морозов А.А. Решение проблем переработки бедных урановых скальных руд стрельцовского рудного поля 91

Нестеров В.О., Абрамов О.Ю., Житков С.А., Карташов Е.Ю., Кочанов Ю.А., Кузнецов М.В., Скрипников В.В. Регенерация солевых электролитов NaCl-KCL после пирохимических процессов 94

Островский А.Ю., Хлытин А.Л., Островский Ю.В., Заборцев Г.М. Пламенное обезвреживание жидких органических урансодержащих отходов 96

Парецков Е.Н., Бондин В.В., Бычков С.И., Ефремов И.Г., Кондратьев А.В. Проверка способов очистки урановых растворов от взвесей с использованием флокулянтов 99

Ряпусов А.Н., Панов Г.А., Сосновских А.Ю., Ивенко В.М., Чебыкин В.В. Параметры газотермической обработки оболочек ТВЭЛов ТВС ВВЭР-1000 при переработке ОЯТ 103

Селявский В.Ю., Скрипников В.В., Житков С.А., Савушкина М.К., Косарева И.М., Шалунова И.С. Исследование процесса очистки водно-хвостовых растворов, содержащих радионуклиды, методом соосаждения с оксалатными соединениями 106

Селявский В.Ю., Скрипников В.В., Житков С.А. Исследование процесса соосаждения америция из водно-хвостовых растворов с оксалатом кальция 110

Смолкин П.А., Кобзарь Н.Ю., Галата А.А., Буйновский А.С., Софронов В.Л. Определение оптимальных условий процесса десублимации летучих фторидов металлов 113

Смолкин П.А., Галата А.А., Брендаков В.Н., Буйновский А.С., Софронов В.Л. Определение тепловых и гидродинамических условий процесса десублимации летучих фторидов металлов 118

Сосновских А.Ю., Каримов Р.С., Чемезов В.А. Химическое диспергирование таблетированного уранового оксидного и мононитридного уранплутониевого ядерного топлива 127

Сохарев В.В., Синкин И.М. Разработка и внедрение масс-спектрометра МТИ-350ГС для контроля и управления технологическими процессами 129

Федин А.С., Ожерельев О.А. Исследование очистки гексафторосиликата аммония квазисублимацией из расплава с фторидом натрия 132

Фиськов А.А. Исследование процесса утилизации отработанных сорбентов на основе фторидов Li, Ca и Ba 134

Чещуяков С.А., Шамин В.И., Кривопустов С.И., Софронов В.Л., Макасеев А.Ю., Гулюта М.А. Термогравиметрические исследования состава ХКПУ «желтого кека» 136

Шевелев А.М., Каменев Е.А., Круглов С.Н., Лазарчук В.В., Соковиков С.А., Жиганов А.Н. Разработка способа подготовки к захоронению нерастворимых остатков, образующихся в процессе аффинажа «желтого кека» 140

Якубовская Е.В., Голик В.М., Трепачев С.А., Герасимович Н.Г. Исследование свойств моногидрата трехокиси урана для разработки стандартного образца состава оксидов урана, аттестованного по массовой доле воды 142

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

Блохина Е.В., Тюрин М.В., Долбищев С.Ф., Кожаев Л.Н. Транспортный упаковочный комплект ТУК-137 для безопасного транспортирования ОТВС реакторов ВВЭР-1000 с увеличенной массой и глубиной выгорания ядерного топлива 148

Варламова Е.В., Синкин И.М. Внедрение «Методики выполнения измерений массовой концентрации железа общего» для анализа сточных вод СЗ 154

Васильева Е.В., Безрукова С.А., Буйновский А.С. Применение ионометрического метода определение йодид-ионов для мониторинга йоддефицитных заболеваний 157

Волкова Т.С., Козлов П.В., Слюнчев О.М. Коагуляционная очистка отработанных технических масел, загрязненных радионуклидами 161

Горохова Е.В., Андрейчук Н.Э., Зайченко С.Ю., Мясникова О.В. Система автоматизированного радиационного контроля НПК ГУП МосНПО «Радон» 164

Долгих В.П. Подходы к размещению радиоактивных отходов в хранилищах нового поколения 165

Долгих С.О., Власов А.А., Малышкин А.И. Автоматизированная система контроля радиационной обстановки Сибирского химического комбината 167

Дурновцев В.Я., Хлебус Е.А. Аппаратное обеспечение web-базированной системы мониторинга радиационно-метеорологической обстановки 171

Дурновцев В.Я., Хлебус Е.А. Программное обеспечение web-базированной системы мониторинга радиационно-метеорологической обстановки 174

Есина С.Н., Девкин К.В. Система контроля и учета РАО на предприятии 177

Железнов В.Е., Носков М.Д. Применение экспертных систем на геотехнологическом предприятии атомной отросли 179

Иванов С.А. Изучение процесса генерации радиоактивных микрочастиц в реакторном производстве 184

Ильин К.И., Светухин В.В. Построение матрицы ядерного и радиационного риска для оценки значимости возможных аварийных ситуаций на объектах использования атомной энергии 184

Козлов П.В., Волкова Т.С., Слюнчев О.М. Отверждение маслосодержащих осадков в полимерную матрицу 188

Коновалов П.И. Радиация как неотъемлемая часть жизни человека 192

Лапшина Н.С., Беляков В.Ю., Касьянов Д.А., Курин В.В. Исследования распространения и фокусировки импульсных акустических сигналов в условиях мелкой воды 196

Лебедева О.М., Лащенова Т.Н. Радиационно-гигиеническая оценка системы водоотведения радиационно-опасного объекта 199

Лесных Т.А. Итоги проведения мониторинга объектов животного и растительного мира на Курской АЭС как показатель экологического благополучия предприятия 202

Линецкий Е.С., Лащенова Т.Н. Фоновые радиоэкологические показатели территории в зависимости от механического состава почвы 205

Максимова О.А., Лащенова Т.Н., Коренков И.П. Критерии отнесения радиоактивных отходов к очень низкоактивными отходам 208

Мальцев Д.Б., Шевченко И.В. Распространение компонентов-трассеров в пластах-коллекторах полигона захоронения ЖРО 211

Митронова Ю.Н. Результаты радиационно-экологических исследований на площадке размещения Северской АЭС на этапе ОБИН 213

Перевозчикова В.А., Чупрунов А.А. Определение содержание гидразина в природных и сточных водах Кольской АЭС на уровне ПДК 216

Прокофьев Г.В., Глазунов А.В., Истомин М.Г. Внедрение системы нейтронного технологического контроля 219

Сафонов А.В., Косарева И.М., Ершов Б.Г. Микробиологические факторы, определяющие контроль миграции компонентов РАО в глубинных хранилищах 224

Сущенко Д.К. Перспективы использования технологий обращения с РАО радиохимических производств для гражданской атомной энергетики 226

Теровская Т.С., Кеслер А.Г., Носков М.Д. Моделирование процесса рекультивации подземных вод после завершения отработки технологического блока месторождения урана методом подземного выщелачивания 227

Хлебус К.А., Истомин В.Л. Эрозийный износ аппаратов в радиохимической технологии 231

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В XXI ВЕКЕ И ЕЕ БЕЗОПАСНОСТЬ

Воронова О.В., Голубева О.В. Оценка вероятности повреждения сварного соединения № 111 ПГВ-1000М с учетом фактических условий нагружения 235

Давыдов А.С. Борьба технологий на мировом рынке обогащения урана 240

Жуков А.М. Минимизация погрешности при измерении больших отрицательных реактивностей в плутониевых зонах 245

Зубков А.П. Анализ постановки на производство на ОАО «Чепецкий механический завод» профильных труб из сплавов циркония для АЭС 248

Иванов Д.А., Макаров В.В., Афанасьев А.В., Пучков М.В. Результаты испытаний моделей ТВС на падение при ТТО 250

Коновалов В.Ю. Безопасность завершающих этапов ядерного топливного цикла при различных стратегиях его развития 256

Куликов М.С., Пименов П.В. ЗАО «Атомстройэкспорт» – поставщик современных и безопасных АЭС на мировом рынке 257

Кучеров Ю.В. ВАБ-1 для стояночных режимов 259

Мелкумов И.С., Крицкий В.Г., Николаев Ф.В., Захарова С.В., Пинежский С.О. Вероятностный анализ безопасности сухого хранилища ОЯТ реакторов РБМК-1000 ФГУП «ГХК» 264

Монич А.В., Абрамов О.Ю., Ачкасов Ю.С., Житков С.А., Скрипников В.В. Интеграция дифрактометрического и энергодисперсионного методов анализа в системе контроля качества технологии получения нитрида урана 268

Негодин Д.А., Вдовенко Н.В., Зиганшин А.Г., Карпов Ю.С., Кобызев А.М., Штуца М.Г. Создание в ОАО «Чепецкий механический завод» производства металлического гафния и изделий на его основе 271

Нестеров В.О., Абрамов О.Ю., Житков С.А., Карташов Е.Ю., Кочетов В.Г., Кузнецов М.В., Скрипников В.В. Перспективы ХМЗ ОАО «СХК» на рынке топлива для быстрых реакторов 274

Пантюшин С.И., Быков М.А. Мохов В.А. Предварительное расчетное обоснование системы удержания расплава и охлаждения корпуса реактора для АЭС с РУ ВВЭР-600 277

Петкевич И.Г., Алехин Г.В. Результаты расчета международной тестовой задачи V1000CT-2 с разрывом паропровода парогенератора на реакторной установке с ВВЭР-1000 с помощью программного комплекса КОРСАР/ГП 282

Пучков М.В., Афанасьев А.В., Макаров В.В., Матвиенко И.В., Иванов Д.А. Испытания образцов оболочек твэл и ячеек дистанционирующих решеток на трение с варьированием конструкционных, технологических и эксплуатационных факторов 287

Стекольникова Ю.С., Рогов А.М., Титов О.В., Ермаков Д.Н. Разработка проекта РУ В-466Б для АЭС «БЕЛЕНЕ» в Болгарии 293

Фещенко А.И. Влияние степени концентрации тепловыделяющих изотопов на стоимость захоронения РАО 298

Фиськов А.А., Безлепкин В.В., Семашко С.Е., Сидоров В.Г., Астафьева В.О. Расчетное обоснование устройства локализации расплава ЛАЭС-2 298

Фризен С.А., Лякишев Л.А. Анализ несущей способности опорной конструкции реактора ВВЭР-440 3 блока Кольской АЭС 302

Харьковский Д.Н. Производство сверхпроводящих материалов для магнитной системы ИТЭР 307

Царевский В.В. Разработка состава и структуры программно-технического комплекса сбора информации Калининской АЭС 309

МОЛОДЕЖЬ ЯТЦ: ПРОБЛЕМЫ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

Бровкин О.А. Работа с молодежью в ОАО «НЗХК». Проблемы и пути их решения 316

Курнаева М.Г., Жданов Р.П., Ниткин В.Н., Тимохин В.С. Опыт участия молодежной организации в профориентационной работе ФГУП «ГХК» 319

Маркова К.И. Реализация политики по связям с общественностью в сети Интернет и блогосфере. Реагирование на информационные интервенции 322

Скурыдина Е.С., Жданов Р.П. Разработка плана-графика подготовки диссертационных работ молодыми работниками ФГУП «ГХК» на базе вузов и институтов г. Красноярска по приоритетным для предприятия направлениям 326

Смирнова Т.Л. Эффективное использование человеческого капитала как фактор устойчивого корпоративного развития ОАО «СХК» 329

Солодовников Л.Н., Лесин В.В., Майников Е.В., Медкова М.В. Совет молодежи ОАО «ВНИИНМ» 332

Холев В.В., Мурогов В.М. Почему необходимо сохранять ядерные знания и управлять ими 335

Царапкин И.П. Формирование исторической и образовательно-просветительской базы знаний по атомной науке и технике 336

Чургель Д.В., Куксин И.Г., Колоскова Н.М. Внедрение Единой унифицированной системы оплаты труда на предприятии – основа развития персонала 338

ХИМИЧЕСКАЯ ТЕХНОЛОГИЯ ЯТЦ И ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ЕЕ РАЗВИТИЯ

ВОЗМОЖНОСТЬ СОВМЕСТНОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ И РАЗДЕЛЕНИЯ УРАНА И ЗОЛОТА НА УГЛЕРОДНЫХ СОРБЕНТАХ ИЗ КИСЛЫХ РАСТВОРОВ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ РУД И КОНЦЕНТРАТОВ ЭЛЬКОНСКОГО МЕСТОРОЖДЕНИЯ

Арутюнян Д.Р., Буйновский А.С., Молоков П.Б.
ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: adr@vtomske.ru

Современные годовые потребности России составляют около 20 тыс. т урана. Для удовлетворения этих потребностей используются в основном складские запасы различного сырья, которые неуклонно сокращаются, импорт сырья и вторичные источники. При этом добыча природного урана на российских предприятиях покрывает менее 20 % потребностей. Ситуация осложняется также тем, что начиная с 2010 г. мощность российский АЭС должна увеличивается ежегодно на 3 ГВт. Поэтому в настоящее время поставлена задача по увеличению годовой добычи природного урана в России.

Основной сырьевой потенциал урана России сосредоточен в Стрельцовском, Зауральском, Витимском и Эльконском районе [1]. Эльконский урановорудный район, расположенный в Алданском районе Республики Саха (Якутия), является крупнейшим в России и одним из крупнейших в мире. Здесь сосредоточено около 20 месторождений урана с общими запасами и ресурсами более 600 тыс. тонн урана. Попутные компоненты представлены золотом (более 200 т), серебром (более 2,5 тыс. тонн), молибденом (более 90 тыс. тонн). Несмотря на большие запасы месторождения Эльконского урановорудного района трудны в освоении [2]. Основным минералом урана является уранотитанат – браннерит, также в небольшом количестве присутствуют коффинит и оскид урана [1]. Браннерит практически не растворим в содовых растворах, а для его кислотного выщелачивания требуется весьма высокая кислотность растворов – для необходимого извлечения из руд 93…95 % урана требуется расход серной кислоты до 40 % от веса руды [3], а также автоклавные технологии. Наиболее богатые руды сосредоточены на глубине от 600 до 1000 м от поверхности, что не позволяет быстро окупить капитальные вложения. Присутствие попутного золота и серебра, в основном сосредоточенных в пирите и других сульфидах осложняют технологию переработки руды [2]. Среднее содержание урана в рудах составляет 0,12…0,18 %, золото – 0,5…2,0 г/т [4].

В настоящее время предложена многоступенчатая технология переработки такого типа упорных комплексных руд с последовательным извлечением урана и золота. Для вскрытия урановой руды используется кислотное выщелачивание в автоклаве или при атмосферном давлении. Повышенное давление позволяет снизить расход серной кислоты, как и присутствие сульфидов. Процессу выщелачивания может также предшествовать стадия обогащения. Пульпа и хвосты, после выделения урана, поступают на выщелачивание золота цианидными растворами, либо, в случае ассоциации золота с сульфидами, на предварительное автоклавное вскрытие. Данные технологические цепочки не всегда оказывают эффективными и экономически целесообразными в случае переработки комплексного упорного сырья, по типу руд месторождений Эльконского урановорудного района.

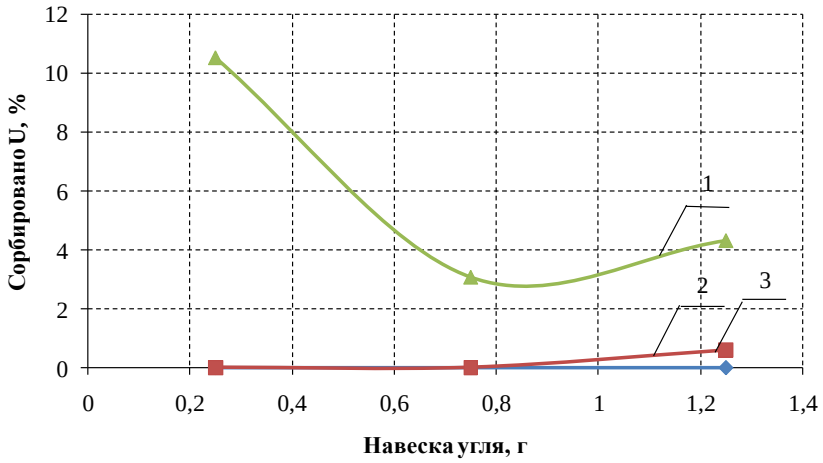
Возможным решением данной проблемы является совместное выщелачивание урана и золота серной кислотой с добавлением соляной кислоты, либо соединений, имеющих в своем составе хлорид-ион. В этом случае уран будет представлен в растворе сульфатными анионными комплексами, а золото – хлоридными. Следующей стадией этого процесса будет являться извлечение и разделение урана и золота из кислых растворов выщелачивания. Традиционные для урановой промышленности иониты могут оказаться малоэффективными для решения данной задачи. Перспективными в данном вопросе и относительно недорогими материалами являются углеродные сорбенты, в частности активированные угли (АУ).

Возможность сорбционного концентрирования золота АУ из кислых растворов выщелачивания известна давно и успешно применяется на многих зарубежных

золотоизвлекательных фабриках. Авторами [5] экспериментально было доказано, что электромагнитное воздействие позволяет значительно ускорить процесс сорбции золота, степень насыщения угля при этом может достигать 100 мг/г. Таким образом, появляется возможность селективного извлечения золота из раствора и отделения его от урана. Поэтому целью настоящей работы было исследование процесса сорбции урана из сернокислотных растворов на активных углях.

Все исследования проводились на модельных растворах уранилсульфата.

Для проверки принципиальной возможности сорбции урана из сернокислых растворов активными углями были проведены предварительные эксперименты. В качестве сорбентов были взяты угли марок БАУ-А, НУМС и СКТ-3. Рабочий раствор готовили растворением навески $UO_2SO_4 \cdot 3H_2O$ в растворе 1 моль/дм^3 H_2SO_4. Навеску измельченного сорбента (0,25, 0,75 или 1,25 г) помещали в плотно закрытый стеклянный сосуд, куда затем приливали 40 мл рабочего раствора. Сосуд встряхивали на ротационном шейкере при температуре 25 °С в течении 90 минут. После достижения равновесия в системе сорбат отделяли фильтрованием на фильтре синяя лента и определяли концентрацию урана. Полученные данные представлены на рисунке 1.



Марка сорбента: 1 - СКТ-3; 2 - НУМС; 3 - БАУ-А

Рисунок 1 – Зависимость степени сорбции урана на активных углях от массы навески сорбента ($C_{исх}$ = 0,5 г/дм^3)

Из рисунка 1 видно, что сорбция урана в кислых растворах практически не протекает на всех сорбентах, даже при соотношении Т : Ж = 1 : 30. Для дальнейших исследований был выбран сорбент марки БАУ-А.

Далее были проведены исследования зависимости степени сорбции урана от pH рабочего раствора. Уровень pH регулировали с помощью растворов щелочи и серной кислоты, замеры производили на цифровом pH-метре с комбинированным электродом. Соотношение Т : Ж составляло 1 : 100. Время сорбции 90 минут. Для достижения равновесия системы также перемешивали на ротационном шейкере при температуре 25 °С. Сорбат отделяли фильтрованием на фильтре синяя лента. Результаты представлены на рисунке 2.

В результате было подтверждено, что в кислых растворах при значениях pH менее единицы или близких к единице сорбция урана не протекает. При уровне pH близком к двум степень сорбции резко увеличивается и достигает 70 %. При дальнейшем увеличение значения pH рабочего раствора от 3 до 6 степень сорбции достигает своего максимального значения 80…85 % и остается неизменной.

На рисунке 3 и 4 приведены кинетические кривые сорбции урана на углеродном сорбенте БАУ-А при различных уровнях pH.

Полученные данные также подтвердили, что в области значений pH близких к единице сорбция урана не протекает, даже при времени контакта рабочего раствора с сорбентом 180 минут степень сорбции составила всего 10 % при начальной концентрации урана в растворе 0,5 г/дм^3. В области более высоких значений pH сорбция урана протекает значительно лучше, и даже достигает 100 %. Как видно из рисунков 3 и 4 равновесие в исследуемой системе наступает уже за 30 минут.

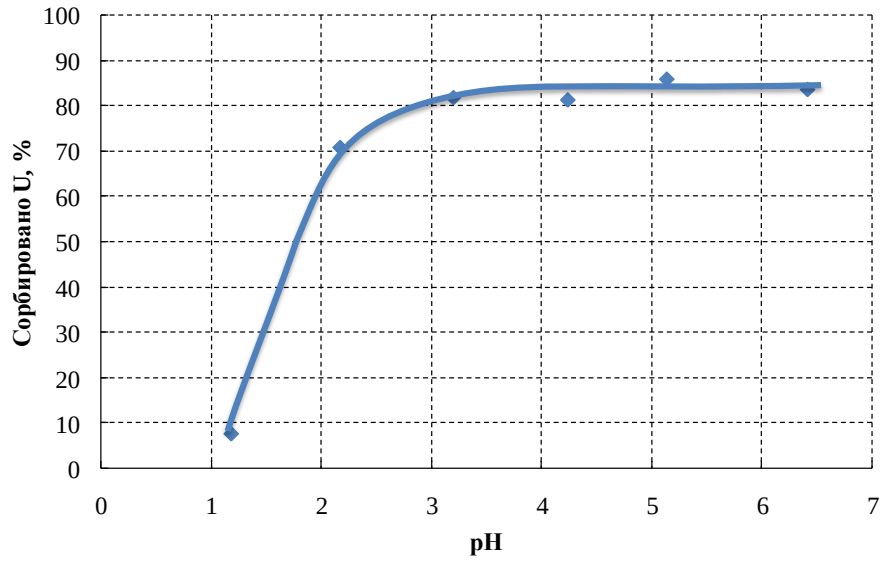


Рисунок 2 – Зависимость степени сорбции урана от величины pH рабочего раствора

При дальнейшем увеличении времени процесса степень сорбции урана практически не изменяется. Максимальная степень насыщения сорбента ураном составила 5 %.

Таким образом, в результате проведенных исследований:

- доказана принципиальная возможность сорбции урана из сернокислых растворов активными углями;
- установлена зависимость степени сорбции урана активными углями марки БАУ-А от значения pH рабочего раствора;
- доказано, что в растворах с уровнем pH менее единицы сорбция урана не протекает;
- при значения pH 3…4 сорбент БАУ-А имеет довольно высокую скорость поглощения урана из раствора (30 минут) и сорбционную емкость порядка 50 мг/г.

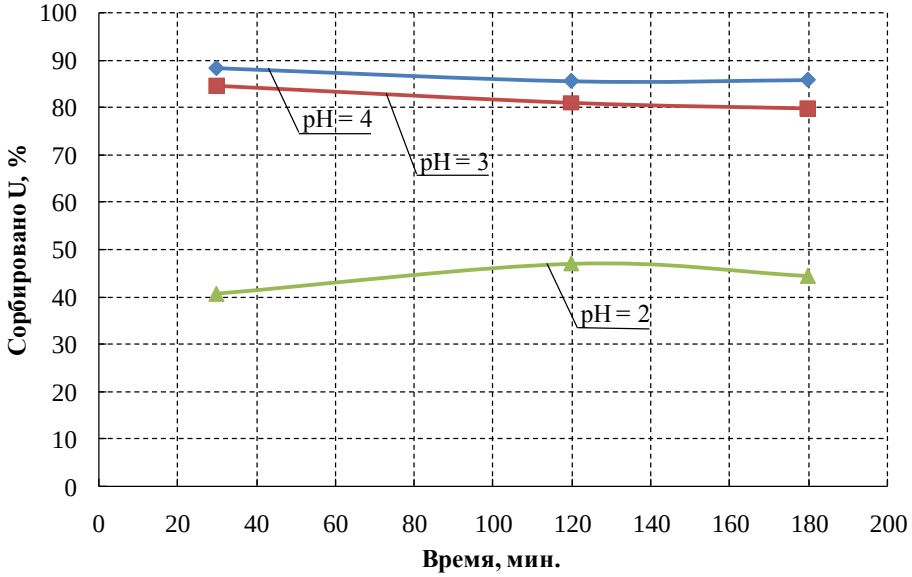


Рисунок 3 – Зависимость степени сорбции урана от времени контакта рабочего раствора ($C_{исх}$ = 0,01 г/дм^3) с сорбентом

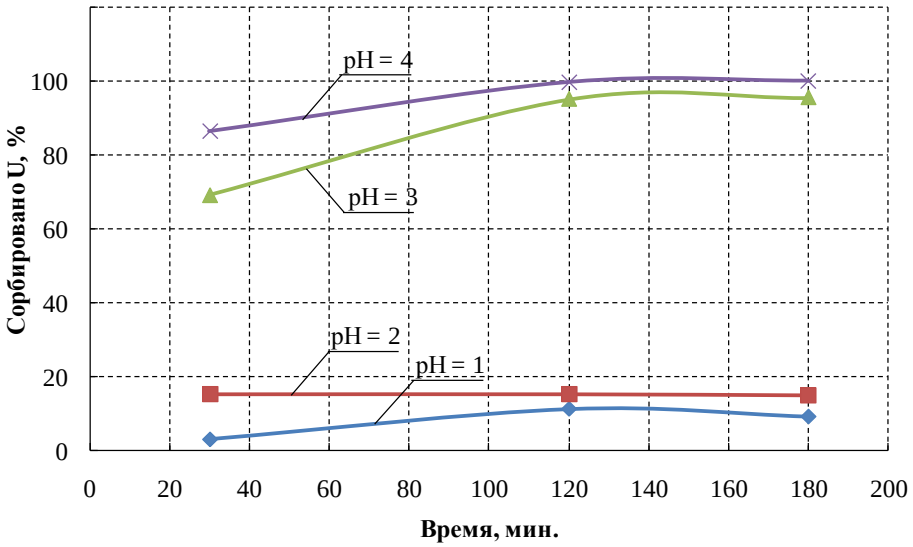


Рисунок 4 – Зависимость степени сорбции урана от времени контакта рабочего раствора ($С_{исх}$ = 0,5 г/дм^3) с сорбентом

Список литературы

1 Уран России: Сборник докладов научно-технического совещания 20-21 ноября 2007 г., Москва, ФГУП «ВНИИХТ». – М.: ФГУП «ЦНИИ-АТОМИНФОРМ», 2008. – 228 с.

2 Тезисы Второго международного симпозиума «Уран: ресурсы и производство». – М.: ВИМС, 2008. – 136 с.

3 Современные методы минералого-геохимических исследований как основа выявления новых типов руд и технологии их комплексного освоения. Материалы Годичного собрания Российского минералогического общества. – СПб, 2006.

4 Геолого-промышленные типы урановых месторождений стран СНГ. – М.: ВИМС, 2008. – 72 с.

5 Концентрирование золота и металлов платиновой группы на углеродных сорбентах / А.С. Буйновский, Т.В. Ковыркина, Л.Д. Агеева, Н.А. Колпакова. – Северск: СГТИ, 2005.

СИСТЕМА СТАБИЛИЗАЦИИ ПОТОКА ОРГАНИЧЕСКОЙ ФАЗЫ КАСКАДА ЭКСТРАКЦИОННЫХ КОЛОНН С ПРИМЕНЕНИЕМ ЧАСТОТНОГО УПРАВЛЕНИЯ ПОГРУЖНЫМИ ЦЕНТРОБЕЖНЫМИ НАСОСАМИ

Биянов А.В., Горюнов А.Г., Иванов К.А., Шенцов Э.Ю.
ГОУ ВПО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет», г. Томск
E-mail: 22leksey@mail.ru

Поток органической фазы в каскаде экстракционных колонн оказывает существенное влияние на процессы экстракции и реэкстракции урана, задает производительность каскада. Нестабильность потока приводит к различного рода негативным последствиям, таким как перерасход реагентов, аварийное отключение насосов или снижение качества конечного продукта. Существующая система стабилизации потока органической фазы установки М-1345 включает четыре буферные емкости и установленные в них погружные центробежные насосы. Органическая фаза самотеком поступает из верхних отстойных зон колонн в буферные емкости, откуда откачивается центробежными насосами. Управление расходами осуществляется путем изменения напора на выходе насосов. Для этого используются регулирующие вентили и исполнительные механизмы постоянной скорости. При увеличении напора поток органической фазы возвращается по байпасной системе в буферную емкость. При

работе системы необходимо обеспечивать заданные пределы уровней в буферных емкостях, не допускать аварийного отключения насосов при холостом ходе и при этом обеспечивать стабильность потока органической фазы. Исследования показали, что решить такую задачу в существующей системе на установке М-1345 с применением САР с исполнительными механизмами постоянной скорости затруднительно по причине недостаточного быстродействия последних. Поэтому предлагается изменить схему управления расходом – применить частотное управление погружными центробежными насосами. Такой подход должен обеспечить решение поставленной задачи, а также позволит значительно снизить затраты по электроэнергии.

Современные системы управления с использованием преобразователя частоты часто работают в режиме стабилизации внешнего параметра. Данная система строится на основе ПИ-, ПИД-регулятора, на входы которого подаются сигнал задания параметра (уставки) и сигнал с датчика регулируемого параметра. Регулятор формирует управляющий сигнал для преобразователя частоты, который за счет изменения скорости вращения двигателя поддерживает управляемую величину, равную значению уставки. В качестве внешнего параметра может использоваться расход жидкости, давление, температура и др.[1]

Целью работы – разработка системы управления, обеспечивающей эффективное демпфирование потока органической фазы каскада экстракционных колонн.

Математическая модель исходной системы управления уровнем жидкости в демпферной емкости приведена на рисунке 1. В данной системе в качестве объекта управления выступает демпферная емкость. Органическая фаза поступает в емкость порциями. Частота поступления органической фазы ($ОФ_{вх}$) и объем перекачиваемой жидкости не постоянны. Для технологического процесса необходимо равномерное поступление органической фазы в следующую колонну. Насос работает в номинальном режиме, выдавая нерегулируемый расход потока органической фазы. Управление потоком выкачиваемой жидкости ($ОФ_{вых}$) производится с помощью вентиля, который управляется исполнительным механизмом [2] постоянной скорости 3 (ИМ). В данной системе применяется датчик измерения и контроля уровня 1. Сигнал с этого датчика ($L_{вн}$) через фильтр Ф и значение уставки G_L поступают на вход цифрового регулятора P_L [2], в виде сигнала рассогласования. Управляющее воздействие пропорциональное сигналу рассогласования выдается регулятором на ИМ для дальнейшего управления вентилем.

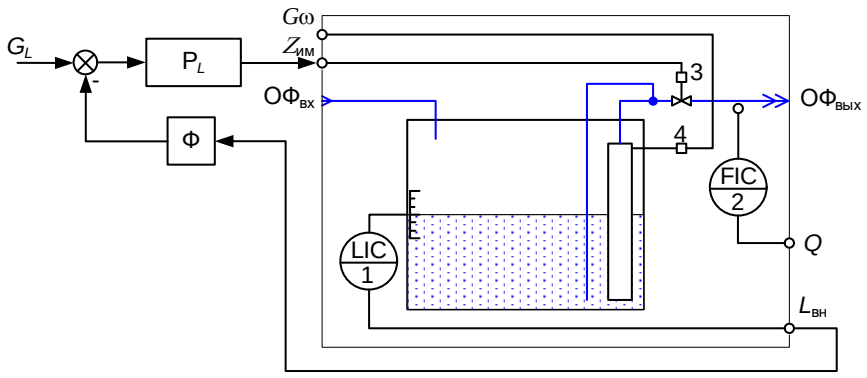


Рисунок 1 - Исходная система управления уровнем жидкости в демпферной емкости

Поскольку регулирование потока жидкости происходит открытием и закрытием вентиля посредством ИМ, в то время как электродвигатель постоянно вращает вал насоса с номинальной частотой. Это происходит даже тогда, когда этого не требуется. В этом случае насос не обеспечивает приемлемого КПД. При этом электродвигатель потребляет из сети электроэнергию, соответствующую его номинальной мощности. Другими словами существует перерасход электроэнергии, что ведет к дополнительным затратам.

Исходя из выше сказанного, с учетом недостатков предыдущей модели была разработана новая математическая модель регулирования потока органической фазы. Предлагаемая система управления представлена на рисунке 2.

В этой системе управление расходом производится посредством насоса, управляемого частотным преобразователем. Вентиль предлагается установить в определенном фиксированном положении и изменять поток органической фазы посредством изменения

частоты вращения асинхронного двигателя. В результате такая система представляет собой двухконтурную систему управления. Внутренний контур системы отвечает за регулирование выходного расхода. Внешний контур – за управление по уровню. Измерение уровня $L_{вн}$ и выходного расхода Q производится при помощи датчиков измерения и контроля уровня 1 и расхода 2 соответственно. Сигнал с датчика уровня через фильтр Ф2 и значение уставки G_L поступают на регулятор уровня P_L в виде сигнала рассогласования между ними. Аналогично сигнал с датчика расхода через фильтр Ф1 и уставка G_Q поступают на вход регулятора расхода P_ω. Сигнал с регулятора расхода поступает на устройство управления насосом 4 (частотный преобразователь), который согласно значению входного сигнала изменяется частоту вращения двигателя насоса.

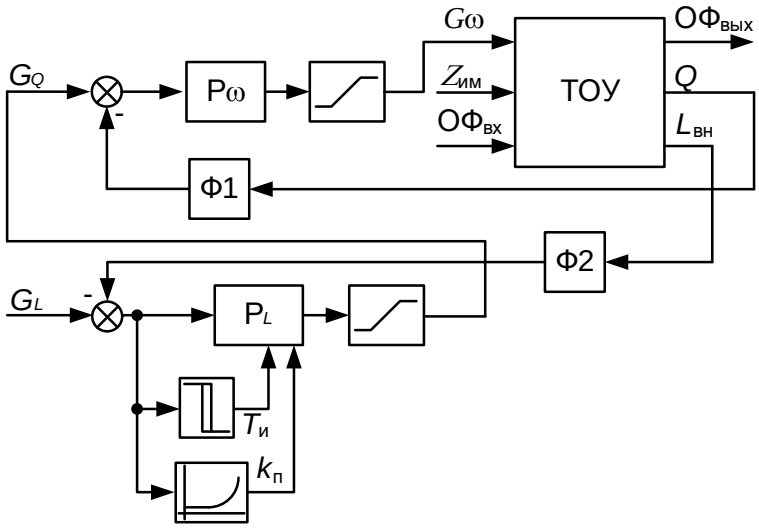


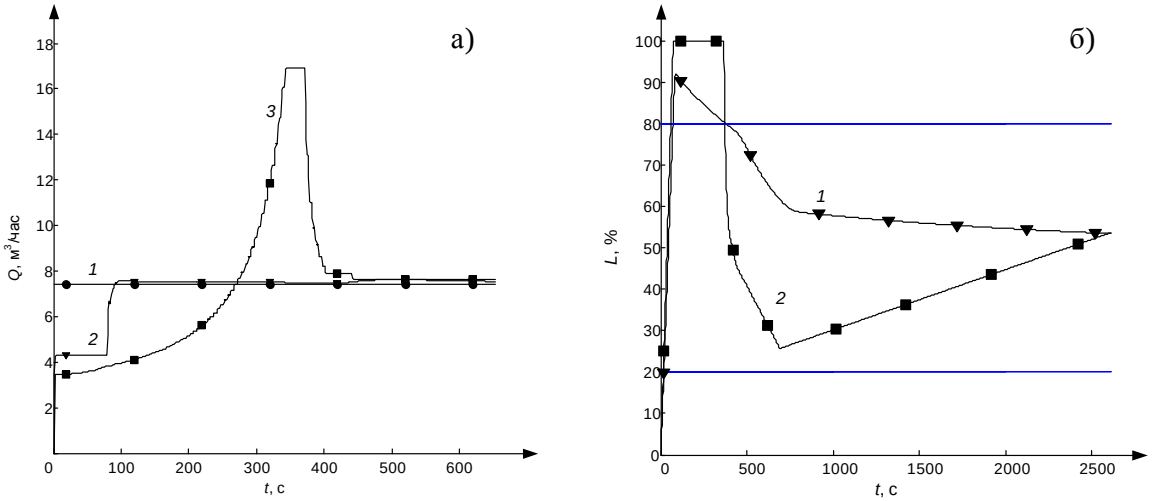
Рисунок 2 - Предлагаемая система управления демпферной емкостью

Моделирование систем проводилась в пакете MatLab/Simulink. На рисунках 3 и 4 представлены результаты моделирования при пуске и ступенчатом возмущении исходной и предлагаемой систем. На графиках представлена зависимость выходного расхода органической фазы от времени. Видно, что при постоянном входном расходе (кривая 1) выходной расход исходной системы (кривая 3) изменяется с большой скоростью и достигает больших значений, что неприемлемо в данной системе. А выходной расход предлагаемой системы (кривая 2) изменяется плавно, и достигает установленного значения (входной расход), не имея больших выбросов по расходу. В таблице приведены основные показатели исходной и предлагаемой системе, полученных на основании переходных процессов при пуске.

Таблица – Основные параметры систем

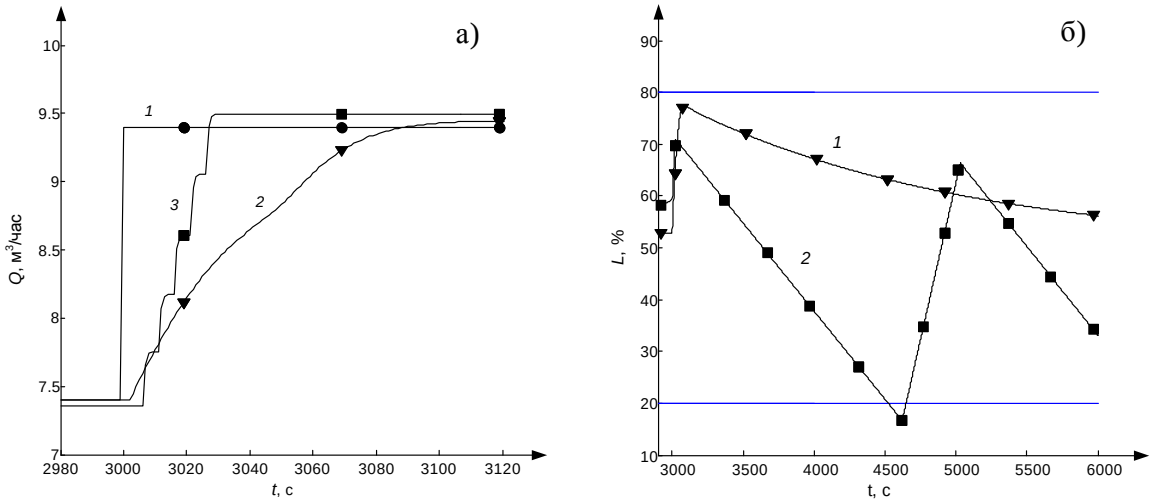
Система	Время демпфирования, с	Перерегулирование, %
Исходная	20	130
Предлагаемая	80	3

Таким образом, разработана математическая модель демпферной емкости, включающей центробежный насос, обратный сбросовый трубопровод, регулирующий вентиль, исполнительный механизм и ее система управления, разработана каскадная система стабилизации потока органической фазы, включающая контур стабилизации расхода с частотным управлением насосом и контур коррекции уровня в демпферной емкости. Выполненные компьютерные испытание систем автоматизированной стабилизации потока органической фазы показали, что предложенная система обеспечивает: более эффективное сглаживание расхода органической фазы; исключение из контура управления ненадежного узла – исполнительного механизма постоянной скорости; возможность управления расходом органической фазы в регламентном диапазоне; более низкое энергопотребление за счет частотного управления насосом.



Q – расход органической фазы (а), L – уровень в демпферной емкости

Рисунок 3 - Временные диаграммы переходного процесса по управлению САУ демпферной емкостью



Q – расход органической фазы (а), L – уровень в демпферной емкости

Рисунок 4 - Временные диаграммы переходного процесса при ступенчатом возмущении входного расхода САУ демпферной емкостью

Список литературы

1 Петров Д. Применение современных преобразователей частоты // Силовая электроника. – 2005. – № 1.

2 Горюнов А. Г., Ливенцов С.Н. Цифровой регулятор для системы управления с исполнительным механизмом постоянной скорости // Известия ТПУ. – 2004. – Т. 307, № 6. – С. 131-134.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ЭКСТРАКЦИОННОЙ ПЕРЕРАБОТКИ И ИЗУЧЕНИЕ ФАЗОВОЙ СТАБИЛЬНОСТИ РАСТВОРОВ ТОПЛИВА АМБ

Бобрицкий А.В., Ворошилов Ю.А., Ермолин В.С., Логунов М.В.
ФГУП «ПО «Маяк»», г. Озерск
E-mail: saniaga1985@mail.ru

В состав топлива АМБ помимо урана входит значительное количество компонентов, таких кальций, магний, молибден. При растворении этого топлива в азотной кислоте данные компоненты также выщелачиваются, а их концентрации в растворе сравнимы с концентрацией урана. Наличие балластных примесей в растворе накладывает определенные концентрационные ограничения. В частности, предел растворимости молибдена в азотной кислоте с концентрацией 3 моль/дм^3 составляет 5 г/дм^3. В результате концентрация урана в растворе топлива АМБ, в зависимости от содержания молибдена в исходном топливе, ограничивается величинами 50 и 150 г/дм^3. Экстракционная переработка таких бедных по урану растворов экономически малоэффективна. Для повышения эффективности переработки растворы топлива АМБ целесообразно смешивать с богатыми по урану растворами других топлив, например, с растворами топлива ВВЭР, однако, в этом случае возникает опасность выпадения осадков молибдатов циркония, поскольку в растворах топлива ВВЭР высока концентрация последнего металла.

Соответственно, целями настоящей работы являлись:

1) исследование возможности экстракционной переработки растворов топлива АМБ в «чистом» виде;

2) исследование фазовой устойчивости растворов, имитирующих по составу растворы, получаемые купажированием растворов топлив АМБ и ВВЭР при их различном соотношении.

Исследования возможности экстракционной переработки растворов топлива АМБ в «чистом» виде проведены в лабораторном масштабе, на экстракционном стенде. В качестве исходного раствора использованы имитационные растворы, составы которых указаны в таблице 1.

Таблица 1 – Составы и расходы продуктов

Шифр продукта	Название продукта, состав	Расход продукта, мл/ч
01	Исходный раствор: а) U – 50 г/дм^3, Th – 150 мг/дм^3, Mo – 4,5 г/дм^3, Mg – 10 г/дм^3, Zr – 250 мг/дм^3, Tc – 100 мг/дм^3, железо – 200 мг/дм^3, HNO_3 – 4 моль/дм^3; б) тот же состав, вместо Mg вводили 10 г/дм^3 Ca	100
02	Оборотный экстрагент, 15 % ТБФ в н-парафинах	125
03	Рафинат	116
2б	Промывной раствор, HNO_3 – 3 моль/дм^3	16
04	Экстракт после первого блока, 15 % ТБФ в н-парафинах	125
02п	Подпитка, 15 % ТБФ в н-парафинах	20
56	Реэкстрагент Tc (Pu): гидразин-нитрат – 5 г/дм^3, Fe (II) – 2 г/дм^3, HNO_3 – 0,5 моль/дм^3	20
15	Реэкстракт Tc (Pu)	20
06	Экстракт после второго блока, 15 % ТБФ в н-парафинах	145
27	Реэкстрагент U, Th: ДТПА – 1 г/дм^3, HNO_3 – 0,1 моль/дм^3.	47
05	Реэкстракт U, Th	47
09	Содовая промывка, 3 % Na_2CO_3	12
07	Содовый регенерат	12

Работу проводили в два этапа, отличающихся составом исходного раствора. Принципиальная схема стенда представлена на рисунке 1.

Технологический процесс включал следующие стадии:

- экстракция целевых компонентов на 10 ступенях блока № 1;
- промывка экстракта на 5 ступенях блока № 1;

- восстановительная реэкстракция технеция (имитация реэкстракции плутония) на 7 ступенях блока № 2;
- доизвлечение урана из реэкстракта технеция (плутония) на 5 ступенях блока № 2;
- реэкстракция урана и тория на 10 ступенях блока № 3;
- содовая регенерация экстрагента на трех ступенях блока № 3.

В качестве экстрагента использовали 15 % раствор ТБФ в н-парафинах (фракция С13).

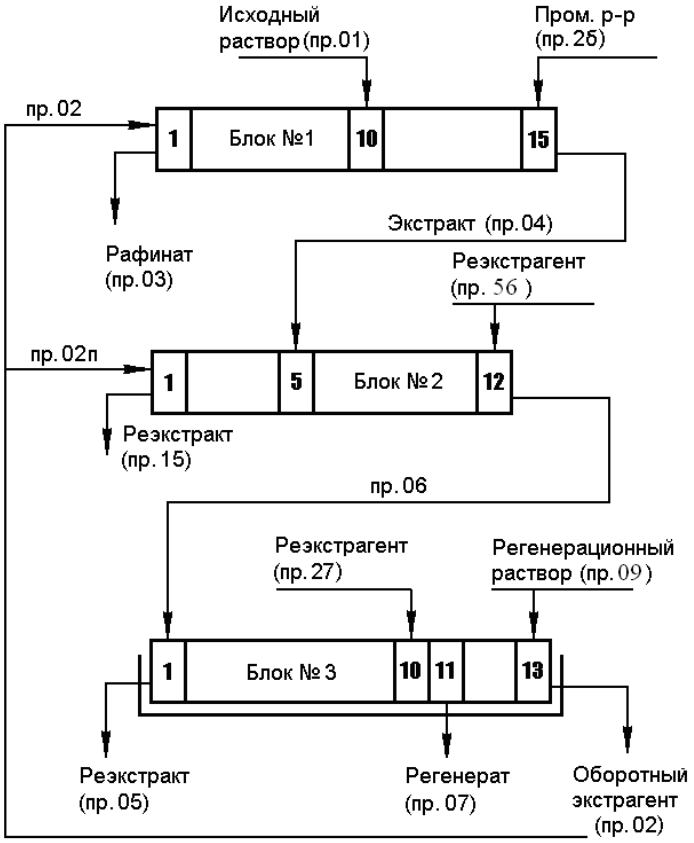


Рисунок 1 – Принципиальная схема экстракционного стенда

В таблице 2 приведены результаты анализа проб рафината (продукта 03) за время работы экстракционного стенда. В таблице 3 приведены результаты анализа проб продукта 15, а в таблице 4 – продукта 05. Пробы отбирались от усредненного объема продукта, собранного за 6 часов работы установки.

Из представленных в таблице 2 данных следует, что уран и торий (используемый в качестве имитатора плутония) полностью извлекаются на первом блоке, их содержание в рафинате не превышает 80 и 1,5 мг/дм^3, соответственно.

Основное количество (от 50 до 100 %) технеция, молибдена, циркония, магния (кальция) сбрасывается в рафинат.

Таким образом, как в присутствии кальция, так и магния ториевый концентрат успешно очищается от урана и стабильных примесей (таблица 3). Урановый концентрат также успешно очищается от тория и стабильных примесей, однако на последнем этапе работы на фоне высокого концентрирования урана (таблица 4) отмечено попадание в урановый поток заметных количеств молибдена и технеция, что требует дополнительного осмысления.

В ходе выполнения следующей части работы, целью которой, как указывалось выше, являлось исследование фазовой устойчивости растворов, полученных купажированием растворов топлив АМБ и ВВЭР, растворы-имитаторы готовили смешением концентратов урана, циркония и азотной кислоты, вводили расчетный объем дистиллированной воды. Концентрат молибдена вводили в последнюю очередь. Приготовленные пробы выдерживали в течение двух суток.

Таблица 2 – Результаты анализа продукта 03

Этап	Tc, мг/дм^3	Mo, г/дм^3	Zr, мг/дм^3	Ca, г/дм^3	Mg, мг/дм^3	U, г/дм^3	Th, мг/дм^3
1	120	7,0	120	–	9,0	≤0,0001	<0,5
	100	7,0	140	–	8,0	≤0,0001	0,75
	70,0	7,4	140	–	17000	≤0,0002	0,79
	80,0	7,0	140	–	17000	≤0,0002	1,18
	100	6,5	130	–	15000	≤0,0002	0,92
	150	7,2	190	–	12000	≤0,0002	1,31
	130	6,8	170	–	12000	≤0,0002	1,46
	120	6,8	160	–	8000	≤0,0002	1,06
	100	7,0	140	–	7500	≤0,0002	–
2	100	6,7	140	12,0	–	≤0,0002	–
	110	7,5	180	16	–	≤0,0002	–
	140	8,0	170	15	–	≤0,07	≤0,2
	170	9,3	240	8,0	<20	≤0,04	≤0,2
	120	8,5	200	7,0	<20	≤0,03	≤0,2
	130	9,5	270	10,0	–	≤0,07	–
	170	9,3	170	9,0	–	≤0,06	–
	130	9,7	280	10,0	–	≤0,07	–
	120	9,6	280	13,0	–	≤0,08	–

Таблица 3 – Результаты анализа продукта 15

Этап	Tc, мг/дм^3	Mo, г/дм^3	Zr, мг/дм^3	Ca, г/дм^3	Mg, мг/дм^3	U, г/дм^3	Th, мг/дм^3
1	≤15,0	≤10,0	≤6,0	–	>10	≤0,008	9,58
	≤15,0	≤0,2	≤15,0	–	>10	≤0,002	44,0
	5,3	4,3	37,5	–	20,0	0,0175	60,9
	11,3	≤0,3	21,2	–	20,0	0,0028	114
	16,5	≤0,3	14,0	–	<20	0,0023	157
	19,0	≤0,3	11,1	–	<20	0,0029	247
	28,1	≤0,3	5,8	–	<20	0,0044	327
	42,0	≤0,3	4,5	–	<20	0,0024	414
	47,0	≤0,3	2,7	–	<20	0,0023	460
2	6,6	1,0	7,7	50,0	–	0,0031	80,0
	8,6	1,1	7,3	70,0	–	0,0037	44,01
	11,2	0,7	4,9	<50	–	0,0013	68,0
	5,9	8,7	2,0	70,0	–	0,0009	37,0
	14,2	0,3	5,9	60,0	–	0,001	86,0
	22,1	2,5	12,5	50,0	–	0,0347	142,0
	24,5	4,1	13,5	<50	–	0,0304	252,0
	28,0	5,1	12,2	<50	–	0,0156	383,0
	34,5	1,2	13,7	<50	–	0,0112	472,0

Таблица 4 – Результаты анализа продукта 05

Этап	Tc, мг/дм^3	Mo, г/дм^3	Zr, мг/дм^3	Ca, г/дм^3	Mg, мг/дм^3	U, г/дм^3	Th, мг/дм^3
1	≤15,0	≤10,0	≤6,0	–	90	49,0	0,65
	≤15,0	≤10,0	≤6,0	–	117	78,0	0,49
	≤6,0	≤0,3	≤0,2	–	140	67,0	1,13
	≤6,0	≤0,3	≤0,2	–	140	69,7	<0,5
	≤6,0	≤0,3	≤0,2	–	150	72,7	0,68
	≤6,0	≤0,3	≤0,2	–	<20	68,0	1,12
	≤6,0	≤0,3	≤0,2	–	<20	72,0	1,37
	≤6,0	≤0,3	≤0,2	–	<20	75,1	10,2
	≤6,0	≤0,3	≤0,2	–	<20	76,0	–

Этап	Tc, мг/дм^3	Mo, г/дм^3	Zr, мг/дм^3	Ca, г/дм^3	Mg, мг/дм^3	U, г/дм^3	Th, мг/дм^3
2	≤6,0	≤0,3	≤0,2	<50	–	60,0	–
	≤6,0	≤0,3	≤0,2	<50	–	69,4	–
	≤6,0	≤0,3	≤0,2	<50	–	77,5	–
	≤6,0	≤0,3	≤0,2	<50	–	73,0	–
	100	≤0,6	≤0,4	<50	–	114,1	–
	140	200	≤0,4	<50	–	120,6	–
	≤0,8	500	≤0,4	<50	–	123,0	–
	160	100	≤0,4	<50	–	142,5	–
	140	200	≤0,4	<50	–	126,1	–

Результаты экспериментов представлены на рисунках 2-7. Линия на графиках показывает пограничные условия выпадения осадка – при превышении концентрации одного из компонентов (циркония или молибдена) осадок гарантированно выпадает, при меньших концентрациях – не выпадает.

Как видно из представленных графических зависимостей, фазовая устойчивость растворов повышается с увеличением концентрации урана и азотной кислоты.

По результатам работы можно сделать следующие выводы. Представленная схема процесса с использованием в качестве экстрагента 15 % ТБФ в парафинах фракция C_{13} позволяет эффективно извлекать уран и торий (плутоний) из водного раствора. Присутствие кальция или магния не влияет на ход процесса. Однако при высоком концентрировании урана отмечено «сбрасывание» в урановый поток некоторых количеств примесей. Этот факт на настоящий момент не имеет точного объяснения и требует дальнейших исследований и более детальной проработки.

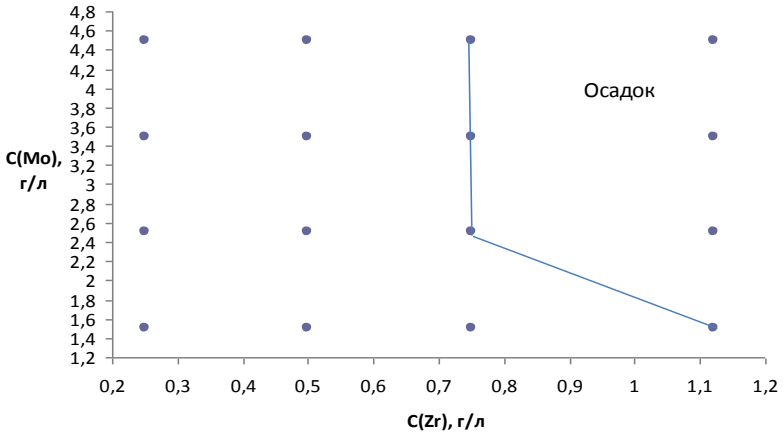


Рисунок 2 – Условия образования осадка молибдата циркония при концентрации урана 150 г/дм^3 и азотной кислоты 2 моль/дм^3

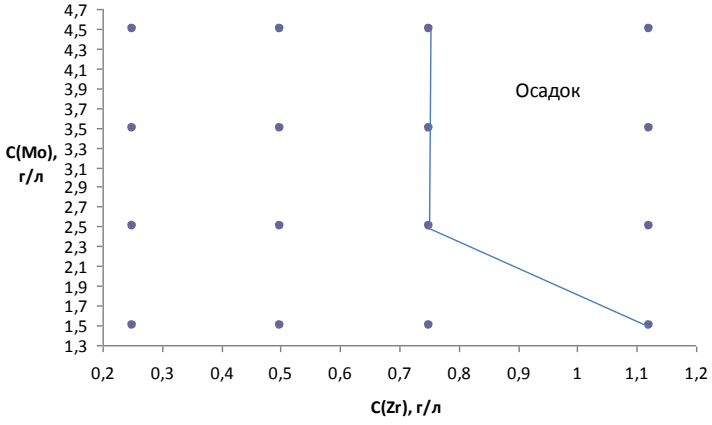


Рисунок 3 – Условия образования осадка молибдата циркония при концентрации урана 150 г/дм^3 и азотной кислоты 3 моль/дм^3

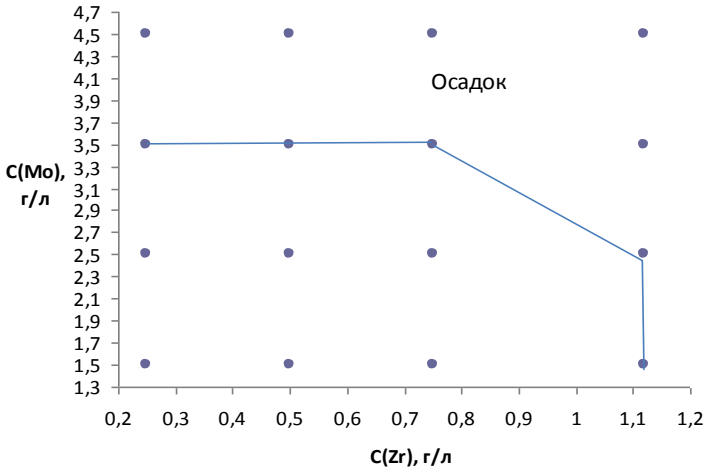


Рисунок 4 – Условия образования осадка молибдата циркония при концентрации урана 200 г/дм^3 и азотной кислоты 2 моль/дм^3

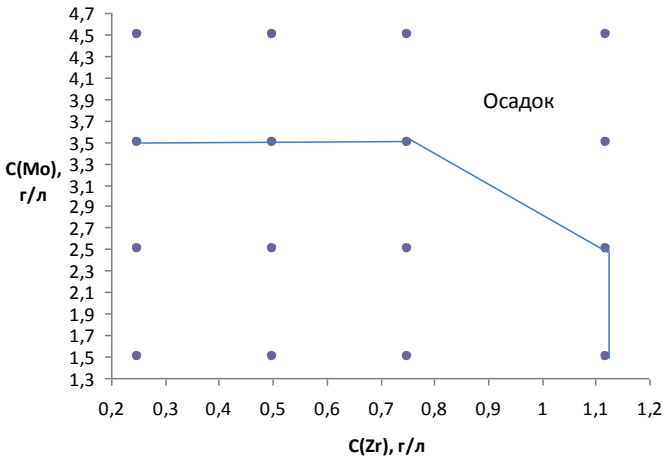


Рисунок 5 – Условия образования осадка молибдата циркония при концентрации урана 200 г/дм^3 и азотной кислоты 3 моль/дм^3

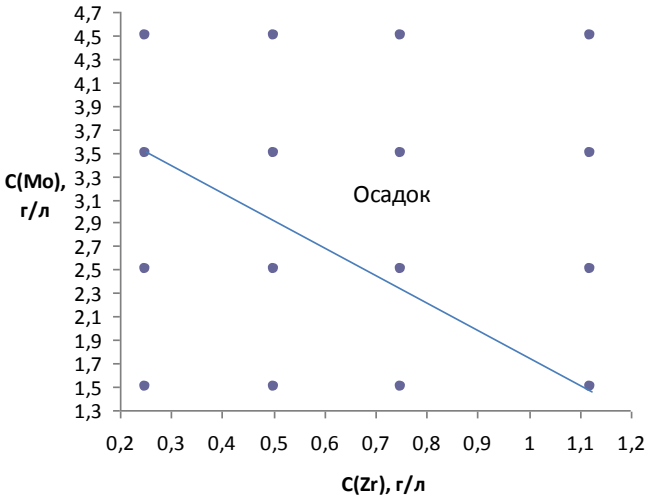


Рисунок 6 – Условия образования осадка молибдата циркония при концентрации урана 250 г/дм^3 и азотной кислоты 2 моль/дм^3

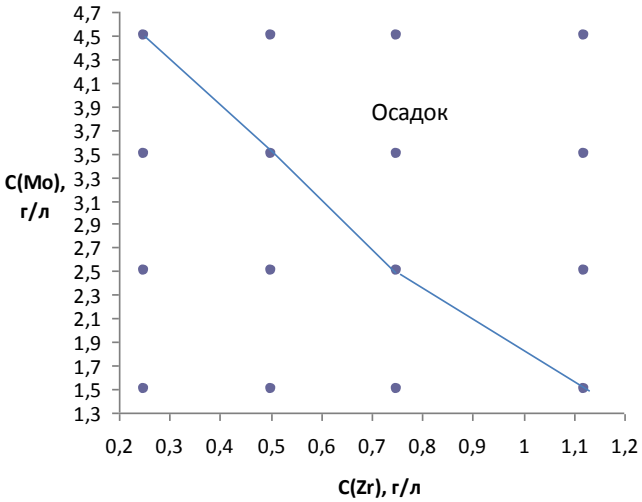


Рисунок 7 – Условия образования осадка молибдата циркония при концентрации урана 250 г/дм^3 и азотной кислоты 3 моль/дм^3

По результатам исследования фазовой устойчивости можно сказать, что, предварительные сведения, согласно которым вероятность выпадения осадка молибдата циркония возрастает с уменьшением концентрации урана в растворе, подтверждаются.

ИССЛЕДОВАНИЕ МОРФОЛОГИИ И СОСТАВА ПОВЕРХНОСТИ ОБОРОТНЫХ ГРАНУЛ ИЗ СПЛАВА U–9 % Mo

Васильков И.В., Соломенцев С. Ю., Давыдов Д.Ю.
ОАО «Новосибирский завод химконцентратов», г. Новосибирск
E-mail: vanzet@yandex.ru

На сегодняшний день актуальна проблема снижения обогащения ядерного топлива используемое в ТВЭЛах для исследовательских реакторов, высокообогащенное и среднеобогащенное топливо по изотопу U^{235} может быть использовано в качестве материала для производства ядерного оружия. На основании этого, многие страны участвуют в программе по использованию ядерного топлива с обогащением менее 20 % по U^{235}.

На основании программы снижения обогащения топлива для исследовательских реакторов, на НЗХК проводятся работы по изготовлению ТВС на основе топлива с пониженным содержанием урана U^{235}. Согласно этой программе, необходимо снизить обогащение топлива дисперсионных ТВЭЛов с 90 и 36 % обогащения по изотопу U^{235} до 19,75 %. При этом геометрические размеры ТВЭЛов, толщина стенки, их количество в сборке должны оставаться неизменными. Для достижения этой цели количество диоксида урана, загружаемое в ТВЭЛ, необходимо увеличить в топливной композиции ТВЭЛа более чем в 3…4 раза, что не для всех типов ТВЭЛов выполнимо технически, поскольку, топливная составляющая в алюминиевой матрице сердечника ТВЭЛа не должна превышать 37…50 % объемных.

В качестве топливной составляющей ТВЭЛов первого поколения использовался уран-алюминиевый сплав, позволяющий довести концентрацию урана до 1,3 г/см^3. Дальнейшее повышение концентрации урана до 3,0…3,5 г/см^3 стало возможным благодаря переходу к металлокерамическому сердечнику, где в качестве топливной составляющей сердечника используется диоксид урана нестехиометрического состава (UO_{2+x}) в алюминиевой матрице.

Для ряда конструкций ТВЭЛов, таких как МР и ИРТ, такой концентрации топлива недостаточно, требуется содержание урана в топливной композиции не менее 5,4 г/см^3 при обогащении 19,75 %.

Молибден является привлекательным легирующим материалом для использования в ядерном топливе, поскольку обладает следующими преимуществами:

- является одним из наиболее сильных упрочнителей урана;

- меньше снижает плотность урана по сравнению с другими элементами-упрочнителями;

- легко вводится в уран при восстановительной и рафинировочной плавках и легко в нем растворяется (близкая величина атомных радиусов: U – 1,56 Å, Mo – 1,4 Å);

- имеет малый коэффициент захвата нейтронов ($2{,}4 \cdot 10^{-29}$ м^2).

Молибден затрудняет процессы диффузии и соответственно рекристаллизацию урана. Введение в уран всего 0,1 % Mo повысило на 50…100 °С температуру порога рекристаллизации. Так в зависимости от степени деформации для урана температура начала рекристаллизации $T_{н.р.}$ = 370…400 °С, то для сплава $T_{н.р.}$ = 450…625 °С.

Гранулы из U–Mo сплава являются диспергированным топливом очень высокой плотности, теоретическая плотность U–9 % Mo сплава составляет 16,63 г/см^3, а на практике значение плотности достигает до 18 г/см^3.

Теплопроводность U–9 % Mo при температуре 300 °С составила 82,5…82,7 Вт/м·°С. Добавка 9% молибдена позволяет зафиксировать γ-фазу. Однако в процессе отжига длительностью более 10 часов при температуре 400…500 °С она претерпевает распад $\gamma \rightarrow \alpha + \gamma(\gamma'')$ с образованием пластинчатой структуры эвтектоидного типа.

После облучения гетерогенного сплава с 9 % Mo его электросопротивление возрастало на 100 и более процентов. Так, для сплава с 9 % молибдена при температуре 480…570 °С и облучении, распухание становится незначительным. Сплавы с молибденом тем лучше сопротивляются распуханию, чем больше в них молибдена. Легирование урана молибденом способствует значительному уменьшению сводного распухания. Проявляется положительное влияние дополнительного легирования сплава алюминием и оловом.

Наряду с совершенствованием технологии изготовления ТВЭЛов с высокоплотной топливной композицией из гранул сплава U–9 % Mo важным вопросом является возможность переработки некондиционных сердечников и ТВЭЛов, с целью возможного повторного использования топливных частиц в производстве ТВЭЛов дисперсионного типа.

Технология извлечения топлива методом травления алюминиевой матрицы в NaOH была предложена и опробована в работе [1]. Однако анализ характеристик поверхности оборотных (извлеченных) гранул не был выполнен.

Цель данной работы – оценить характеристики гранул из U-9% Mo сплава исходные и извлеченные (оборотные) из дисперсионной топливной композиции сердечника и ТВЭЛов, определить возможные различия между ними, оценить возможность повторного использования оборотных гранул.

Поверхность исходных и извлеченных гранул из U–9 % Mo сплава была исследована электронно-сканирующей микроскопией и микрозондовым рентгено-спектральным анализом. В сравнении с исходными гранулами (рисунок 1), у части извлеченных гранул (рисунок 2) на микроуровне было отмечено изменение формы, морфологии и химического состава поверхности. У гранул в поверхностном слое толщиной менее 1 мкм было установлено увеличение массовой доли кислорода до 4,8 % (у исходных менее 3 %), в отдельных локальных местах поверхностного слоя повысилась массовая доля алюминия до 0,1 % (у исходных менее 0,01 %), натрия. Также часть оборотных гранул, менее 15 % от общего количества, имели срез поверхности образуемый в процессе механической обработки сердечников.

Были определены причины вызвавшие изменения как формы, так и химического состава поверхностного слоя. Установлено, что при извлечении из ТВЭЛов гранул сплава U–9 % Mo в промышленном масштабе, при некоторых отклонениях в процессе растворения алюминиевой матрицы и оболочки в 10 % растворе NaOH, возможно образование в травильном растворе трудно растворимых алюминатов натрия.

Технология извлечения гранул сплава U–9 % Mo из алюминиевой матрицы сердечника и ТВЭЛов была опробована на опытных изделиях при выпуске ТВЭЛов ТВС ИРТ-3М (рисунок 3) в 2007 г.

Была проведена корректировка режимов травления алюминиевой матрицы, введена операция «осветления» в растворе HNO_3 и операции рассева и вакуумной сушки.

Морфология и химический состав поверхности исходных и извлеченных из ТВЭЛов гранул из U–9 % Mo сплава обогащением 19,75 по U^{235} были исследованы на аналитическом комплексе JEOL-8100. Фазовый состав гранул определяли на рентгеновском дифрактометре ДРОН-7.

Были выполнены эксперименты по многократному повторному использованию оборотных гранул при изготовлении экспериментальных ТВЭЛов и извлечению гранул из ТВЭЛов.

Фазовый состав многократно извлеченных из экспериментальных ТВЭЛов и повторно использованных оборотных гранул сплава U–9 % Mo, после полных циклов термообработок при изготовлении экспериментальных ТВЭЛов, соответствует начальной стадии перехода от γ фазы к фазовому составу $\gamma+\gamma^{!}+\alpha$. Полученные данные по фазовому составу гранул в процессе изготовления экспериментальных и опытных ТВЭЛов согласуются с данными работ [2, 3], приводимыми в виде С-образных кривых показывающих превращение в изотермических условиях γ-твердого раствора в $\gamma^{!}$ и α фазы в концентрационной области 8…10 % мас., молибдена.

Процесс повторного использования и извлечения оборотных гранул был проведен пятикратно. Существенных отличий и отклонений в характеристиках ТВЭЛов в процессе их изготовления при использовании оборотных гранул не установлено.

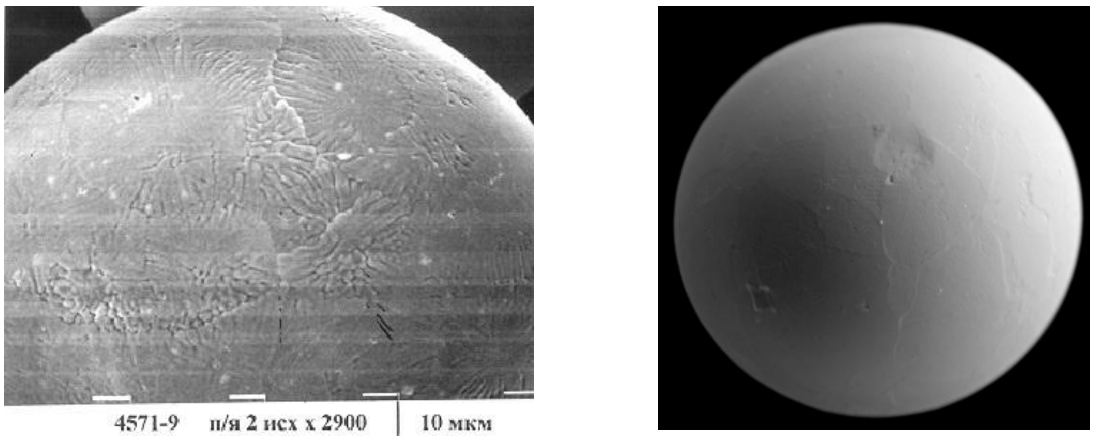
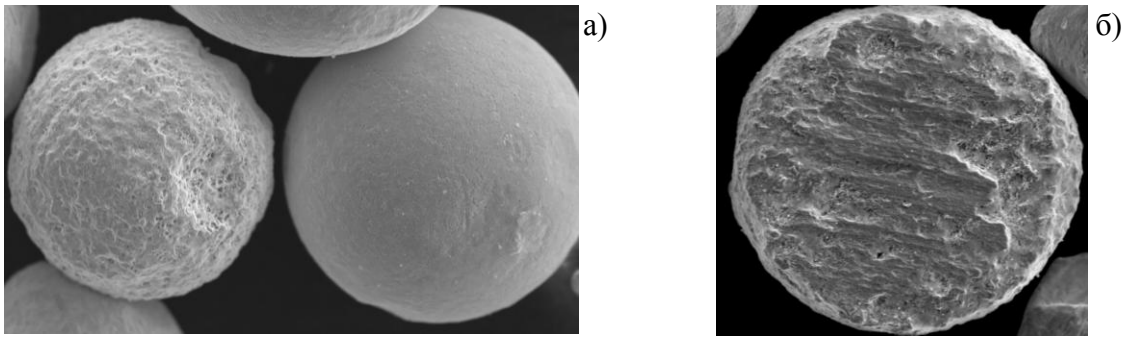


Рисунок 1 – Морфология поверхности исходных гранул U–9 % Mo
(в режиме сканирующей электронной микроскопии)



а) с максимально растравленной поверхностью и максимально близкая к исходной;
б) гранула со срезом

Рисунок 2 – Морфология поверхности оборотных гранул

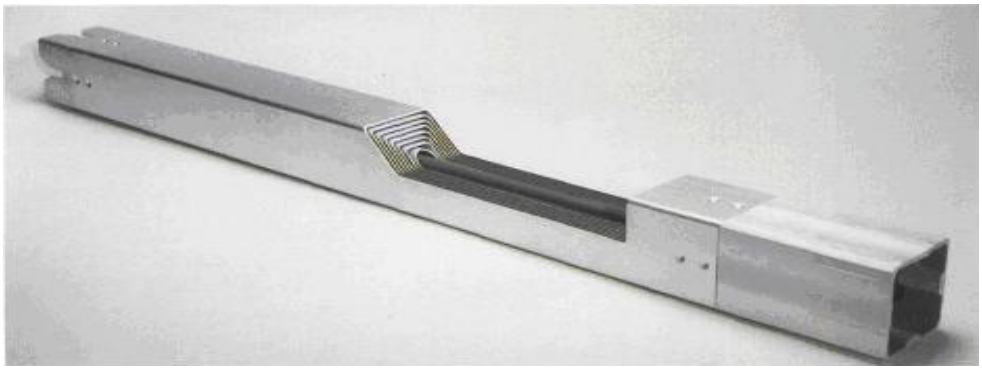


Рисунок 3 – Исследовательская ТВС ИРТ-3М

Список литературы

1 Гибадулин Р.Х., Попов В.В., Троянов В.М. Технологические исследования по применению уран-молибденового топлива для исследовательских реакторов с пониженным обогащением урана // ТВС, ТВЭЛы и циркониевые материалы для ядерных реакторов: Сборник докладов седьмой российской конференции по реакторному материаловедению. Т. 2, ч. 2. Димитровград 8-12 сентября 2003. – Димитровград, 2004. – 104-110 с.

2 Сергеев Г.Я., Титова В.В., Борисов К.А. Металловедение урана и некоторых реакторных материалов / Атомиздат, 1960.

3 Иванов О.С. и др. Диаграммы состояния и фазовые превращения сплавов урана. – М.: Наука, 1972.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ОЧИСТКИ УРАНОВОГО ЭКСТРАКТА ОТ ТЕХНЕЦИЯ

Виданов В.Л., Двоеглазов К.Н., Волк В.И., Веселов С.Н., Сергеева Л.Н.
ОАО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А.Бочвара», г. Москва
E-mail: vitaly@bochvar.ru

Повышение эффективности ядерно-топливного цикла (ЯТЦ) неразрывно связано с переработкой облученного ядерного топлива (ОЯТ), позволяющей с одной стороны возвратить в ЯТЦ делящиеся материалы, с другой стороны выделить из ОЯТ многие ценные вещества.

Современная концепция процесса переработки ОЯТ особое внимание уделяет фракционированию отходов с целью сокращения объемов высокоактивных отходов, подлежащих длительному хранению и захоронению. Решение такой задачи в настоящий момент осуществляется при помощи различных экстракционных процессов, использующих в качестве экстрагента растворы трибутилфосфата (ТБФ) в органических растворителях [1]. Основой технологии переработки ОЯТ радиохимических заводов мира является ПУРЕКС-процесс, обеспечивающий высокую степень извлечения урана и плутония (> 99,9 %) с высокой степенью их очистки от продуктов деления ($10^6 \ldots 10^8$).

В экстракционных процессах массообмен в системе «жидкость-жидкость» осуществляется, независимо от типа экстракционного аппарата (смеситель-отстойник, экстракционная колонна, центробежный экстрактор), путем диспергирования одной из фаз (дисперсная фаза) в другой фазе (сплошная фаза) с последующим расслаиванием образующейся эмульсии и коалесценцией капель дисперсной фазы в собственную сплошную фазу [2]. При всей простоте этого общепринятого способа у него отмечается ряд недостатков, технологически важными из которых являются:

- эмульсионный захват и унос дисперсной фазы со сплошной фазой. Недостаток проявляется всегда, он особенно значим при образовании кинетически устойчивых эмульсий и может лимитировать технологические показатели процесса (например, очистку продукта);
- ограниченный интервал значений О : В (отношение потоков органической и водной фаз в процессе). Как правило, этот интервал ограничен значениями О : В ≥ 0,1 и О : В ≤ 10, при этом фаза малого потока диспергируется в фазе большого потока и при дальнейшем снижении величины малого потока возникают проблемы с качеством диспергирования (требуется дробление на мелкие капли) и с разделением фаз (возрастает эмульсионный унос).

Применяемый в настоящее время в радиохимической технологии гидразин [3] восстанавливает Tc (VII) до Tc (IV) по сложному механизму с участием промежуточных валентных форм Tc (VI) и Tc (V). Реакция имеет автокаталитическую природу, и ее скорость сложным образом зависит от концентрации азотной кислоты.

Ионы технеция являются одним из наиболее эффективных катализаторов, медленной, при обычных условиях, реакции между гидразином и HNO_3 [4]. Это является существенным недостатком гидразина, что может привести к его полному разложению и, как следствие, к полному нарушению технологического процесса разделения U, Pu и Np [5]. Другим существенным недостатком гидразина является образование солеобразующего нитрата аммония и потенциально опасной азотистоводородной кислоты в его реакциях с HNO_3 и HNO_2.

Известен ряд способов [6, 7] очистки урана от технеция которые сводятся к тому, что перед экстракцией урана, технеций (VII), который хорошо соэкстрагируется с ураном, переводят в плохо экстрагируемую форму – технеций (IV). Данные способы предполагают корректировку состава исходного раствора, что увеличивает объем жидких РАО.

Как известно, силикагель обладает хорошей химической, радиолитической устойчивостью, а так же большой поверхностью, и широко используется в хроматографии и ионном обмене. В работе [8] была использована колонка с силикагелем для реэкстракции и концентрирования плутония из растворов трилауриламина. В работе [9] предлагается вводить в гели окислители или восстановители для разделения веществ по их окислительно-восстановительным потенциалам.

В настоящей работе спектрофотометрическим методом на спектрометре Lambda 40 фирмы PerkinElmer проведено изучение свойств карбогидразида и новых органических производных гидразина, полученных при взаимодействии гидразина с муравьиной кислотой, как реагентов для восстановления технеция (VII). Изучение процессов восстановления технеция (VII) проводилось в среде $HClO_4$. Полученные образцы производных гидразина и муравьиной кислоты, до выяснения окончательного состава, получили названия ГМК и ДГМК.

Установлено, что порядок реакции восстановления технеция карбогидразидом, ГМК и ДГМК не зависит от кислотности в диапазоне [$HClO_4$] от 0,45 до 2,21 моль/дм^3, и равен 1. Начальные скорости восстановления технеция при использовании восстановителей ГМК и ДГМК выше, чем при использовании карбогидразида. Достигаемая полнота восстановления технеция (VII) при применении восстановителей ГМК и ДГМК составляет 98 % в отличие от карбогидразида, для которого она имеет максимальное значение 75 % в данных условиях.

Проведены исследования возможности очистки уранового экстракта от следов технеция, заключающейся в проведении восстановительной реэкстракции технеция в аппарате с насадкой из пористого гидрофильного материала насыщенной водным раствором восстановителя. При этом водная фаза, содержащая восстановитель, в течении всего процесса восстановительной реэкстракции удерживается в поровом пространстве насадки. Высокая степень очистки уранового экстракта от технеция достигается тем, что урановый экстракт на каждой теоретической ступени аппарата контактирует со свежей порцией реэкстрагирующего раствора. Цикличность процесса обеспечивается обновлением водной фазы активной насадки сепаратора, при этом происходит вымывание технеция из порового пространства насадки.

В результате проведенной работы установлено что:

- новые синтезированные производные гидразина ГМК и ДГМК обладают более высокой восстанавливающей способностью по отношению к технецию, чем карбогидразид.
- проведение процесса в аппарате с активной насадкой возможно при соотношении неподвижной, водной фазы, и экстракта О : В > 40.

Список литературы

1 Химическая технология облученного ядерного топлива: учебник для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 352 с.

2 Джемрек Д.У. Процессы и аппараты химико-металлургической технологии редких металлов; сокр. пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1965. – 354 с.

3 Спицын В.И., Крючков С.В., Кузина А.Ф. Радиохимия, 1983. – Т. 25, № 4. – С. 497-502.

4 Garraway J., Wilson P., 1984. – V. 97, № 2. – P. 191-203.

5 Машкин А.Н., Беляев Е.М. / Пятая Росс. конф. по радиохимии «Радиохимия-2006»: Тезисы докл. Дубна, 23-27 октября 2006. – Озерск: ФГУП «ПО Маяк», 2006. – С. 198.

6 Патент США 4528165, МПК C 01 G 43/00; C 01 G 57/00. Опубл. 09.07.1985.

7 Патент РФ 2354728, МПК C 22 B 60/2, C 01 G 43/00, G 21 C 19/46, B 01 D 11/04. Опубл. 27.09.2008.

8 Хултгрен А. Реэкстракция, концентрирование и очистка плутония, экстрагированного трилауриламином, на колонке с силикагелем. Химия экстракции металлов органическими растворителями / Доклады Международной конференции Харуэлл, Великобритания 27-30 сентября 1965 г. Пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1969. – 312 с.

9 Морозова Н.М., Конищева А.С., Кобелецкая А.Ф. Осадочная и окислительн-востановительная хроматография неорганических ионов в гелях. Теория ионного обмена и хроматографии. – М.: Наука», 1968. – 246 с.

ПОВЕДЕНИЕ КРЕМНИЯ В ПРОЦЕССАХ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА АЗОТНОЙ КИСЛОТОЙ ИЗ КОНЦЕНТРАТОВ УРАНА И ЭКСТРАКЦИОННОЙ ПЕРЕРАБОТКИ РАСТВОРОВ УРАНА

Гулюта М.А.[1], Балахонов В.Г.[1], Лазарчук В.В.[1], Сироткина М.В.[1], Тинин В.В.[1], Буйновский А.С.[2], Дорда Ф.А.[2], Макасеев Ю.Н.[2]

[1]ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск

[2]ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск

E-mail: makfly@sibmail.com

Значительное содержание кремния в концентратах урана осложняет их переработку до растворов уранилнитрата ядерной степени чистоты из-за образования гелеобразных соединений кремния как на операциях выщелачивания урана азотной кислотой, так и экстракционной переработки азотнокислых растворов урана.

Известно, что кремний в растворах может образовывать золи и гелеобразные соединения кремния [1-4]. Как показала опытно-промышленная переработка концентрата урана в виде «Желтого кека» (ЖК) на РХЗ отделение золей кремниевых соединений, имеющих размер частиц 5…60 нм, от водного раствора способами, принятыми в узле выщелачивания (фильтрация через лавсановые фильтры, фугование на центрифуге ОГШ-353К-09), невозможно, а гелеобразных соединений кремния затруднительно. Наличие их в растворах приводило к забивке фильтров и технологических линий гелеобразными осадками, образованию в экстракционных аппаратах трудно расслаивающихся эмульсий, межфазных пленок (медуз), и желеобразных осадков, приводящих, в конечном счете, к остановке экстракционного процесса.

Среднее содержание кремния в партиях ЖК (смесь полиуранатов аммония с уранилтрикарбонатом аммония с влажностью 37,8 % и содержанием урана 62…63 % от массы ЖК), поставленных на СХК ОАО «Хиагда», составило 1,52 % к массе урана. Кроме того, в составе ЖК присутствовало значительное количество кальция – 0,23 %, железа – 1,98%, молибдена – 0,21 %, алюминия – 1,74 %, сульфат-ионов – 4,46 % и ионов аммония – 4,3 %. Содержание остальных примесей составляло десятые и сотые доли %.

Проведенные исследования по выщелачиванию урана из ЖК показали, что в зависимости от остаточного содержания азотной кислоты в растворах урана образуются как кристаллические, так и гелеобразные осадки. При остаточном содержании азотной кислоты в растворах урана $\leq 0{,}5$ моль/дм^3 образовывались только кристаллические осадки (низкокислотный способ), седиментационный объем которых уменьшался при увеличении остаточного содержания азотной кислоты в растворах урана (таблица 1).

Таблица 1 – Зависимость физико-химических характеристик растворов урана и седиментационного объема кристаллических осадков от остаточного содержания HNO_3

№ опыта	U, г/дм^3	HNO3, моль/дм^3	Si, г/дм^3	η,[1)] мм^2/с	ρ, г/см^3	Седиментационный объем осадка, % к общему объему смеси[2)]
1	358,0	1,35	2,4	2,74	1,64	1
2	356,0	0,81	2,3	2,59	1,61	14
3	349,7	0,55	2,2	2,65	1,62	23
4	347,2	0,20	2,3	2,73	1,57	37

Примечание: 1) вязкость растворов определена непосредственно после выщелачивания урана из ЖК;

2) седиментационный объем осадков определен после 24 часов после выщелачивания урана из ЖК

Масса кристаллических осадков составила от 1,9 до 6,1 % от массы ЖК, а содержание в них урана от 46,8 до 58 % мас. от массы осадка (таблица 2). Выход урана в кристаллический осадок составил от 2,1 до 8,3 % от массы урана в ЖК. Содержание кремния и других примесей в осадках было значительно меньше и составило десятые и сотые доли процента.

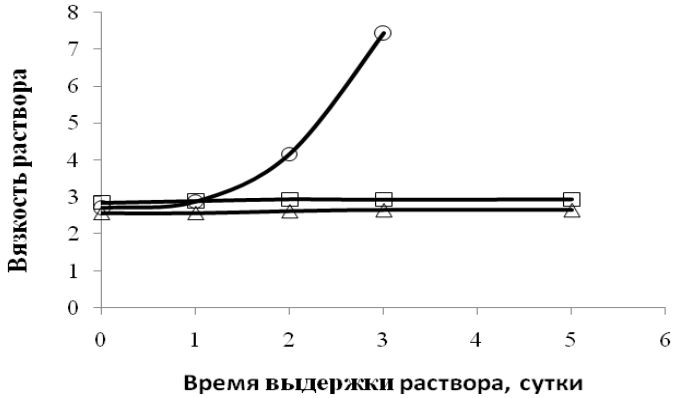
Таблица 2 – Содержание урана и примесей в кристаллических осадках

№ опыта	Масса осадка, % к массе ЖК	U	Si	Al	Fe	Ca	Mo
		% к массе ЖК					
1	1,9	46,8	0,038	0,058	0,135	0,21	0,018
2	5,5	55,8	0,025	0,040	0,145	0,15	0,01
3	6,0	58,0	0,025	0,065	0,145	0,17	0,016
4	6,1	51,3	0,032	0,068	0,427	0,24	0,072

Кристаллические осадки растворялись в растворах с содержанием азотной кислоты 3 моль/дм^3 и выше.

Содержание кремния в растворах после отделения их от осадков составило 2,2…2,4 г/дм^3, вязкость растворов – 2,6…2,7 мм^2/с, плотность растворов – 1,57…1,62 г/см^3. При содержании азотной кислоты в растворах ≤ 0,5 моль/дм^3 эти показатели не изменялись в течение месяца выдержки растворов, при этом образования осадков в них не наблюдалось. Растворы были визуально прозрачными.

Образование гелеобразных осадков (полимеризованные соединения кремния) наблюдалось в растворах урана с содержанием азотной кислоты ≥ 0,8 моль/дм^3 (высококислотный способ выщелачивания). Их образованию предшествовал индукционный период, в течение которого гелеобразных осадков в растворах не наблюдалось, однако в процессе выдержки растворов экспоненциально увеличивалась вязкость раствора (рисунок 1).



Состав растворов: ○ – содержание азотной кислоты 1,2 моль/дм^3, урана 366 г/дм^3;
□ – содержание азотной кислоты 0,5 моль/дм^3, урана 398,1 г/дм^3;
Δ – содержание азотной кислоты 0,3 моль/дм^3, урана 364,1 г/дм^3

Рисунок 1 – Зависимость вязкости растворов от времени выдержки и содержания в них азотной кислоты

Продолжительность индукционного периода зависит от концентрации азотной кислоты и кремния в растворах урана, а также температуры проведения процесса выщелачивания урана из ЖК. Их увеличение приводило к уменьшению времени индукционного периода.

Растворы урана, независимо от способа выщелачивания из ЖК, содержащие значительное количество кремния, по своей природе являются коллоидными растворами, содержащими золи кремниевых соединений.

Повышение содержания азотной кислоты в растворах приводит к увеличению в растворе ионов водорода (протонированных молекулы воды H_3O^+). В результате подавляется диссоциация гидроксильных групп на поверхности золя, а в состав гидратной оболочки входят протонированные молекулы воды и золи поликремниевой кислоты приобретают положительный заряд. Возникает электростатическое взаимодействие частиц золя с положительным зарядом с частицами золя, имеющими отрицательный заряд, что приводит к образованию частиц более крупного размера и, в конечном итоге, формированию геля. Непосредственно после выщелачивания урана из ЖК содержание кремния в растворах урана, их вязкость и плотность, независимо от содержания в них кислоты, были практически одинаковы (таблица 1), что свидетельствовало о наличии в них золей кремниевых соединений примерно одинакового размера. В процессе укрупнения частиц и образования геля вязкость растворов

увеличивалась, а содержание в них кремния уменьшалось. По окончании процесса гелеобразования содержание кремния в растворах уменьшилось с 2,2…2,4 г/дм^3 до 0,02…0,04 г/дм^3, а вязкость снизилась до значений предшествующих началу гелеобразования (с 7,5 мм^2/с до 2,4…2,7 мм^2/с).

Масса гелеобразных осадков оставила 1,3 % от массы ЖК. Содержание урана и кремния в гелеобразных осадках составило 33 %, кремния – 18,2 % от массы осадка. Содержание остальных примесей было значительно ниже (таблица 3).

Таблица 3 – Содержание примесей в гелеобразных осадках

U	Si	Al	Fe	Ca	Mo
% к массе навески осадка					
33,0	18,2	1,06	0,8	1,15	< 0,01

Выход урана в гелеобразный осадок составил ~ 1 % от массы урана в ЖК, кремния – 19 % от массы кремния в ЖК. Выход остальных примесей в осадок был значительно меньше.

Экстракционная переработка растворов урана осуществлялась на лабораторной установке центробежных экстракторов ЭЦ-33, которые по основным гидродинамическим характеристикам их работы являлись аналогами промышленных экстракторов ЭЦ-340 установки М-2428, монтаж которой в настоящее время осуществляется в здании № 252 РХЗ.

Исходные растворы от выщелачивания ЖК, полученные как по низкокислотному (содержание урана 350 г/дм^3, кремния – 2,2…2,4 г/дм^3, азотной кислоты $\leq$ 0,5 моль/дм^3), так и высококислотному вариантам (содержание урана 350 г/дм^3, кремния – 0,02…0,04 г/дм^3, азотной кислоты 1,0…1,5 моль/дм^3). Экстрагент – 27,5 % об. ТБФ в углеводородном разбавителе С-13. Объем переработанных растворов составлял от 0,5 до 1,0 дм^3.

Экстракция урана осуществлялась при отношении потока органического раствора к потоку водного раствора, обеспечивающем содержание урана в экстрактах 90…105 г/дм^3. Поток органического раствора при переработке всех партий раствора урана оставался постоянным, равным 500 мл/ч.

При переработке растворов от выщелачивания урана из ЖК по низкокислотному варианту на лабораторной экстракционной установке в смесительных камерах, отстойных зонах и перетоках центробежных экстракторов наблюдалось образование гелеобразных осадков белого цвета. По мере накопления осадков скорость потока органического раствора, выходящего из экстракционного блока, становилась нестабильной. То уменьшалась, то увеличивалась до непрерывной струи, в которой наблюдались осадки белого цвета. В конечном счете, перетоки и отстойные зоны органических растворов в центробежных экстракторах забивались гелеобразными осадками, что приводило к переполнению центробежных экстракторов по органической фазе и их аварийной остановке.

Разбавление растворов урана от выщелачивания ЖК по низкокислотному способу (содержание урана 350 г/дм^3, кремния 2,4 г/дм^3) в 3 раза «чистыми» по содержанию кремния растворами урана (содержание урана 350 г/дм^3, кремния менее 0,01 % к урану) приводило к пропорциональному увеличению времени работы центробежных экстракторов до аварийной их остановки. Так же увеличивалось время переработки растворов с более низким содержанием урана и кремния (содержание урана 200 г/дм^3, кремния 1,1 г/дм^3). Предварительный, перед экстракционной переработкой, нагрев растворов до 60 °С также не давал положительного результата.

При отборе проб водных и органических растворов с гелеобразными осадками из камер смешения центробежных экстракторов в пробирки (после остановки каскада и снятия ротора) они концентрировались на границе раздела водной и органической фаз. При выдержке проб в течение суток происходило уплотнение гелеобразных осадков в плотные образования белого цвета, которые препятствовали перемешиванию органических и водных растворов при многократном резком переворачивании пробирок.

Отметим, что при выдержке визуально прозрачных растворов урана от выщелачивания ЖК по низкокислотному варианту в течение нескольких недель (в отсутствии контакта с экстрагентом) образования гелеобразных соединений кремния в них не наблюдалось.

Образование гелеобразных осадков при переработке таких растворов в центробежных экстракторах можно объяснить тем, что в них происходит дробление одной из фаз на капли диаметром от 12 до 120 мкм [5]. В результате значительно увеличивается межфазная поверхность, где концентрируются золи кремниевого соединения (возрастает концентрация золя), что и приводит к увеличению скорости образования геля.

Пороговая концентрация кремния в кислых растворах, при которой образования его полимерных соединений не происходит, составляет 0,1 г/дм^3. Растворы с такой концентрацией кремния и ниже, как правило, не подвержены осложнениям, связанным с образованием объемных, труднофильтрующихся гелей кремниевой кислоты, стойких экстракционных эмульсий и позволяют обеспечить надлежащее качество продукта [4].

При экстракционной переработке растворов урана, полученных по высококислотному способу выщелачивания ЖК с содержанием кремния в растворах 0,02…0,04 г/дм^3 (после отделения растворов от гелеобразных соединений кремния), образования осадков в смесительных и отстойных зонах центробежных экстракторов не наблюдалось.

Однако здесь требуется отметить следующее. В зависимости от содержания азотной кислоты в растворах урана время образования гелеобразных соединений кремния (продолжительность индукционного периода), а, следовательно, и уменьшение содержания кремния в растворах урана до минимального значения различно.

Экстракционная переработка растворов урана непосредственно после их получения с содержанием кремния 2…2,5 г/дм^3 до образования гелеобразных соединений кремния не принесла положительного результата. В камерах смешения и перетоках водной и органической фаз центробежных экстракторов наблюдались гелеобразные соединения кремния.

Необходимо отметить, что реэкстракты урана, полученные при экстракционной переработке растворов от выщелачивания ЖК как по низкокислотному (до аварийной остановки центробежных экстракторов), так и по высококислотному способам, по содержанию примесей удовлетворяли требованиям ASTM C 788-03 на растворы уранилнитрата ядерной степени чистоты. Содержание урана в водно-хвостовых растворах составило менее 0,01 г/дм^3 при регламентной норме, равной $\leq$ 0,07 г/дм^3.

Таким образом, проведенные исследования показали, что при выщелачивании урана из ЖК по низкокислотному способу образуются кристаллические осадки, содержащие, в основном уран, при этом основное количество кремния (2,2…2,4 г/дм^3) переходит в раствор, устойчивый в процессе длительной выдержки к образованию гелеобразных соединений кремния. При экстракционной переработке таких растворов в смесительных камерах, отстойных зонах и перетоках центробежных экстракторов наблюдалось образование гелеобразных осадков белого цвета, накопление которых приводило к переполнению экстракционных аппаратов по органической фазе и их аварийной остановке.

При выщелачивании урана из ЖК по высококислотному способу образуются гелеобразные осадки, содержащие, в основном, уран и кремний, при этом содержание кремния в растворах уменьшается с 2,2…2,4 до 0,02…0,04 г/дм^3.

При экстракционной переработке этих растворов после отделения их от гелеобразных соединений кремния образования осадков в центробежных экстракторах не наблюдалось. По содержанию примесей реэкстракты урана удовлетворяли требованиям ASTM C 788-03 на растворы уранилнитрата ядерной степени чистоты, а содержание урана в водно-хвостовых растворах составило менее 0,01 г/дм^3 при регламентной норме, равной $\leq$ 0,07 г/дм^3.

Список литературы

1 Шабанова Н.А., Саркисов П.Д. Основы золь-гель технологии нанодисперсного кремнезема. – М.: ИКЦ «Академкнига», 2004. – 208 с.

2 Айлер Р. Химия кремнезема. Пер. с англ. – М.: Мир, 1982. – Ч. 1. – 712 с.

3 Айлер Р. Химия кремнезема. Пер. с англ. – М.: Мир, 1982. – Ч. 2. – 712 с.

4 Дуйсебаев Б.О., Малимбаев М.С., Сайкиева С.Х. и др. Исследование поведения кремния в процессах подготовки урансодержащего сырья (Очистка урансодержащих растворов от кремния). Доклад на 3-ей Международной конференции «Актуальные проблемы урановой промышленности». – Алмата, Республика Казахстан, 2004.

5 Кузнецов Г.И., Пушков А.А., Косогоров А.В. Центробежные экстракторы ЦЕНРЭК. – М.: РХТУ им. Д.И. Менделеева, 2000. – 214 с.

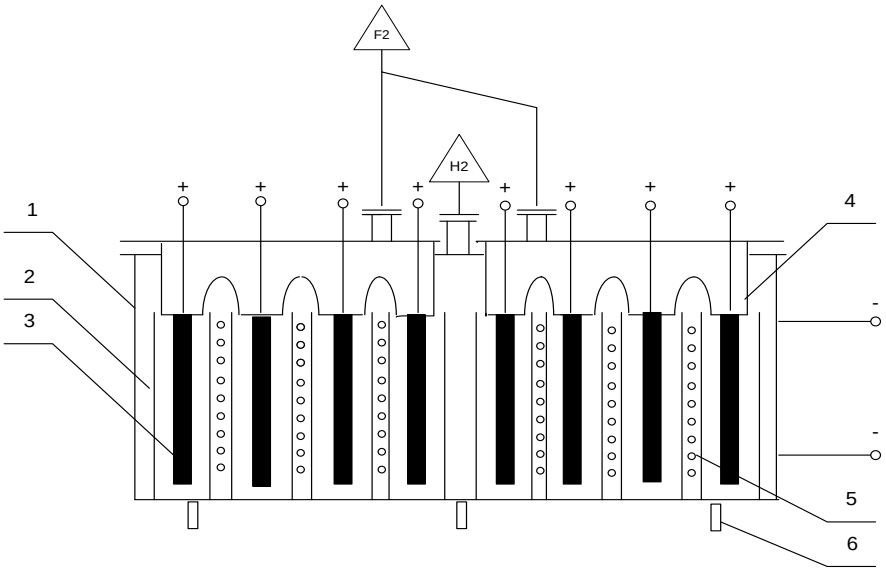
ИССЛЕДОВАНИЕ И СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА ФТОРА

Дамм Ю.П.[1], Ледовских А.К.[1], Галата А.А.[1], Мурлышев А.П.[1], Орехов И.А.[1], Соловьев А.И.[1], Софронов В.Л.[2]
[1]ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
[2]ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: damm_u_p@mail2000.ru

Введение

На энергоемкость процесса электролитического получения фтора, непроизводительные потери ценного реагента, фтороводорода, и содержание в получаемом фторе посторонних газообразных примесей в виде химических соединений фтора, водорода, кислорода и азота большое влияние оказывают нестабильность напряжения электролиза, температура электролита и концентрация в нем фтороводорода [1, 2].

Стабильность названных параметров зависит от многих факторов, таких как токовые нагрузки, расход охлаждающей воды, проходящей через электролизер и ряда других, в том числе зависящих от индивидуальных особенностей каждого электролизера (рисунок 1). К этим особенностям относятся качество анодных пластин, определяемое их пористостью, удельной электропроводностью и шероховатостью их поверхности. Большое влияние на параметры электролиза оказывает также качество сборки анодов, зависящее от пористости и прочностных характеристик анодных пластин и контактного сопротивления на стыке токоподводящих штоков и пластин, в которые они ввинчиваются.



1 – корпус электролизера; 2 – жалюзийный катод; 3 – анод; 4 – газоразделительный колокол; 5 – теплообменник; 6 – изоляторы

Рисунок 1 – Схема электролизера

Ранее работы по снижению энергозатрат при производстве фтора и увеличению межремонтного пробега оборудования (основных составляющих) проводились в нескольких направлениях:

- пропитка коксовых пластин магнийсодержащим составом с целью увеличения проводимости анода;
- изменение режима пропитки коксовых пластин;
- изменение конструкции электролизеров (электролизеры с боковым, нижним токоподводом и т.д.);
- определение поверхностного натяжения электролита;
- испытания металлических анодов.

В настоящее время встает задача по сокращению энергопотребления технологических процессов и повышению надежности работы оборудования с одновременным повышением производительности.

Проведенные нами исследования показали возможность повышения производительности электролизеров за счет увеличения площади поверхности их анодов, что обеспечивалось фрезерованием на поверхности анодов продольных вертикальных канавок. Такие аноды назвали профилированными. В настоящее время на Сублиматном заводе СХК основная часть электролизеров, производящих фтор, оснащена профилированными анодами.

Анализ патентно-информационных источников позволил выявить несколько технических решений, позволяющих повысить надежность электрического контакта токоподводящего штока к угольному аноду и при этом снизить удельное электрическое сопротивление материала анодной пластины.

В литературе предлагается целый ряд способов обеспечения улучшения контакта токоподвод-анод:

- электрод с закрепленным на нем токоподводящим узлом, между которыми нанесено никелевое покрытие, обеспечивающее электрический контакт между токоподводящим узлом и поверхностью электрода [3];
- обмеднение шейки анода [4];
- нанесение на поверхность контакта углеродной пластины металлического слоя путем ионной имплантации на нее металлов, обладающих высокой электропроводностью [5];
- впрессовывание медной втулки в торцевое отверстие электрода, с впрессованным токоподводящим сердечником [6].

Недостатками перечисленных способов является металлизация только поверхности контакта без внедрения металла во внутренние слои угольного электрода, что исключает снижение их удельного электрического сопротивления и не предотвращает повышения напряжения электролиза, а так же ненадежность электрического контакта от токоподводящего штока к электроду с ослаблением механической связи запрессованной втулки с электродом и созданием возможности выпадения электрода из крепления токоподводящего узла.

Исследования проводили по двум направлениям:

- сравнение режимов работы электролизеров с различной конструкцией анодных пластин;
- снижение сопротивления электрического контакта токоподводящего штока с анодом путем внедрения тонкодисперсных порошков в поры пластины.

Этап 1. Для проведения первого этапа работы были выбраны по три электролизера с профилированными и плоскопараллельными анодами с примерно одинаковыми характеристиками работы (пробег, токовая нагрузка, целостность анодных комплектов).

Анализ режимов работы контрольных электролизеров показал, что независимо от поверхности анодных пластин, их параметры меняются в широких пределах. Поэтому для оценки эффективности работы анодов с разной конфигурацией поверхности при одинаковых токовых нагрузках сравнивали усредненные параметры работы электролизеров – напряжение, температуры электролиза и концентрации электролита.

Основным параметром, определяющим энергоемкость процесса электролиза, является напряжение электролиза. Его величина зависит не только от токовой нагрузки электролизера, температуры электролита и концентрации в нем фтороводорода, но и от конструктивных особенностей и электрофизических характеристик элементов электролизеров, в частности анодов.

Проведенные исследования показали, что напряжение электролиза при одинаковых режимах работы в электролизерах, укомплектованных плоскопараллельными анодами, на 0,5…1,0 В ниже, чем в электролизерах, укомплектованных профилированными анодами. При этом параметры процесса электролиза, в разных электролизерах одного и того же профиля анодов значительно различаются. Например, напряжение электролиза при токовой нагрузке 10 кА может меняться в пределах 9,3…10,4 В.

Отсюда можно предположить, что электролизеры с плоскопараллельными анодами работают с меньшим перенапряжением, чем с профилированными анодами и поэтому по энергопотреблению являются более выгодными. Обусловлено это тем, что межэлектродное расстояние у профилированных анодов не одинаково из-за его конфигурации.

Следует отметить, что плоскопараллельные аноды имеют максимальную плотность тока 0,1 А·см^2 уже при токовой нагрузке на СТЭ-10, равной 8,9 кА, у профилированного при 13,49 кА. Также у профилированного анода за счет профиля снижается газонаполнение

электролита и тем самым снижается сопротивление электролита. Помимо увеличения рабочей поверхности электрода при этом облегчается отвод газа и циркуляция электролита через вертикальные каналы для газожидкостной смеси.

При сравнении параметров работы за период 2007-2009 г. установлено, что плоскопараллельные аноды работали с плотностью тока выше максимальной, тогда как плотность тока на профилированных пластинах составляла не более 75 % от максимальной.

Для сравнения ресурса работоспособности электролизеров с профилированными и плоскопараллельными анодами провели анализ межремонтного пробега контрольных электролизеров, а так же причины их вывода из эксплуатации и установили, что у аппаратов, укомплектованных профилированными анодами, межремонтный пробег выше не менее чем на 30 %, чем у аппаратов, укомплектованных плоскопараллельными анодами.

Из изложенного следует, что для повышения эффективности работы электролизеров недостаточно только увеличивать поверхность контакта анодов с электролитом за счет профилирования. Необходимо также снижать электрические потери в соединениях токоподводов с электродами, а также удельное электрическое сопротивление анодных пластин.

Этап 2. Различия в величинах напряжений электролиза при одинаковых токовых нагрузках в разных электролизерах связаны с различиями величин удельного электрического сопротивления материала электродных пластин, на основе которых собраны аноды, которыми укомплектованы электролизеры. Как правило, электрофизические характеристики материала анодных пластин, даже взятых из одной партии, отличаются по этим характеристикам.

Кроме того исследования состояния анодов электролизеров, направляемых в ремонт, показали, что до 25 % анодов имеют сколы в местах ввинчивания токоподводящих штоков в массу анода. Эти повреждения анодных пластин вызваны локальным перегревом этих деталей из-за высокого электрического сопротивления материала анодных пластин и электрического контакта на их стыке с токоподводящими штоками, из-за чего происходило неравномерное термическое расширение их объемов, приводящее к откалыванию от анодных пластин крупных кусков угля, из которого они изготовлены.

Нами опробован способ внедрения тонкодисперсных медных порошков в поры серийных коксовых пластин, выпускаемых Челябинским электродным заводом. Медные порошки вводили в угольные пластины путем смешения их с горячей эпоксидной смолой и пропитки полученной суспензией анодных пластин через высверленные в них глухие отверстия для ввинчивания токоподводящих штоков с последующей выдержкой пропитанных пластин при 130 °С для полимеризации смолы.

В первой серии экспериментов применили высокодисперсный медный порошок марки ПМВД-1, выпускаемый ЗАО НПП ВМП, г. Екатеринбург. Было установлено, что максимальное количество медного порошка, вводимого в пластину не должно превышать 0,4 % от ее массы. При превышении этого количества пропитанный слой пластины в области отверстия для ввинчивания токоподводящих стержней настолько упрочнялся, что при правке резьбы и ввинчивании в пластины токоподводящих штоков пластины лопались с отделением от них в области токоподвода крупных кусков электродного материала.

При рассмотрении поверхности слоя под микроскопом на нем не были видны частицы медного порошка, что свидетельствует о недостаточности дисперсности этого порошка для внедрения его в глубину слоя угольной пластины. Измерения удельного электрического сопротивления и воспринимаемой токовой нагрузки анодов, пропитанных медьсодержащей эпоксидной смолой показали, что их электрофизические характеристики практически не отличаются от характеристик анодов, пропитанных по регламентной технологии, без добавлений медного порошка. Это связано с высокой, до 56 %, степенью окисленности покупного медного порошка.

Также не изменились электрофизические свойства анодных пластин при введении в них неокисленного тонкодисперсного медного порошка, полученного по технологии ОГК. Вероятно, и в этом случае медный порошок оказался недостаточно тонкодисперсным.

В настоящее время проводятся эксперименты по пропитке опытных образцов коксовых пластин раствором формиата меди ($CuCH(COO)_2$).

Предварительно брусок коксовой пластины размерами 200×70×70 был измерен на создаваемое сопротивление, которое составило 1,7 МОм. Далее обработанный образец подвергается нагреву для разложения формиата меди до металлической меди. Замер сопротивления по граням бруска показал дисперсности показаний от 1,2 до 1,6 МОм, что обуславливается неравномерностью пропитки и, вероятно, окислением меди. Для предотвращения последнего следующие образцы будут подвергаться нагреву в атмосфере азота.

Выводы

1 Исследованы параметры работы среднетемпературных электролизеров с различными конструкциями анодных пластин и установлено, использование профилированных анодов увеличивает межремонтный пробег на 30 % и, одновременно, приводит к увеличению напряжения электролиза по сравнению с плоскопараллельными анодами.

2 Проведены работы по отработке технологии пропитки коксовых пластин тонкодисперсным медным порошком с проверкой электрофизических свойств металлизированных пластин. По результатам исследований определена необходимость проведения пропитки медьсодержащим раствором с дальнейшим разложением до элементарной меди.

Дальнейшие работы предусматривают отработку поэтапной технологии подготовки коксовых пластин, позволяющую повысить проводимость в зоне контакта медный шток-коксовая пластина и снизить воздействие агрессивной среды электролита на анод.

Список литературы

1 Галкин, Н.П. Технология фтора / Н.П. Галкин, А.Б. Крутиков. – М.: Атомиздат, 1968. – 188 с.

2 Рысс И.Г. Химия фтора и его неорганических соединений. – М.: Госхимиздат, 1956.

3 Пат. по заявке № 56 – 49994. Япония, С 25 В 9 / 04. Токопроводящий узел электрода. Кимото К. (Япония); заявитель Асахи Гарасу; заявл. 05.09.78, № 53 – 108103; опубл. 26.11.81. Бюл. № 32. Приор. от 05.09.78 (Япония).

4 Пат. 2135335 Великобритания, МПК^7 С 25 В 9 / 04. Токопроводящий узел электрода. Маршалл Алан (Великобритания); заявитель Бритиш ньюклеар фьюелз PLC; заявл. 24.02.83; опубл. 24.01.85. Бюл. № 4; приор. 22.02.84 (Великобритания).

5 Пат. по заявке № 62 – 60476 Япония, МПК^7 С 25 В 11 / 12. Угольный электрод, полученный ионной имплантацией. Нишида И. (Япония); заявитель Рикараку кэнкосе; заявл. 05.10.83, № 58 – 186211; опубл. 16.12.87. Бюл. № 11; приор. от 05.10.83 (Япония).

6 Пат. 101319331 Китай, МПК^7 С 25 В 11 / 12. Способ изготовления медьсодержащих угольных анодов для производства фтора. Заявитель HUAHE NEW TECHNOLOGY DEV CORP [CN], опубл. 12.10.2008. EP 0255225; приор. от 23.07.2008 (Китай).

ОПТИМИЗАЦИЯ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО ПРОЦЕССА ПОЛУЧЕНИЯ ФТОРА

Денисевич А.А., Ливенцова Н.В., Нагайцева О.В.
ГОУ ВПО «Национальный исследовательский
Томский политехнический университет», г. Томск
E-mail: alex-di@sibmail.com

Исследование причин низкой производительности, поиск новых технических решений и режимов для повышения эффективности работы фторных электролизеров проводится с момента начала их работы [1-4]. Попытки интенсификации процесса с позиций увеличения времени межремонтного пробега оборудования и выхода фтора по энергии повышают эффективность работы аппарата, но не учитывают многих значимых факторов и их взаимосвязи, что не решает общей задачи оптимизации процесса.

В связи с этим возникла необходимость сформировать обобщенный критерий оптимальности рабочего режима процесса, выражающий эффективность через основные управляемые технологические переменные и разработать на его основе оптимальное управление.

Рабочие области состава электролита были получены Кэди в 1934 г. экспериментальным путем [1]. Ограничениями этих областей являются такие факторы, как кристаллизация электролита и достижение давления паров HF над расплавом 50 мм. рт. ст., соответствующего границе допустимого значения концентрации HF в получаемом фторе. Известно, что с увеличением содержания фтористого водорода в электролите C_{HF} от 36 до 42 % мас., в интервале изменения температуры электролита $T_Э$ = 90…120 °С выход фтора по энергии может увеличиваться от 27 до 40 % [3], а содержание HF в продукте от 6 до 18 % об. [1]. Себестоимость фтора в основном определяется затратами на фтороводород 58 % и

энергоресурсы 16 %, а при использовании более 10 аппаратов, их экономия является актуальной задачей.

Потери электрической мощности зависят в основном от величины падения напряжения на электролите и поляризации [1, 3, 4]. Уменьшение температуры электролита приводит к повышению расходов на электроэнергию. Снижение концентрации HF в расплаве приводит к уменьшению удельной проводимости электролита, т.е. также к увеличению энергозатрат.

Качество получаемого фтора характеризуется содержанием примесей. Основным компонентом примеси является фтороводород (до 95 %), испаряющийся с поверхности электролита в анодном пространстве электролизера. Концентрация HF над поверхностью электролита, определяется давлением насыщенных паров. Фтороводород, испаряющийся с поверхности электролита в катодном пространстве, вместе с водородом отправляется в вентиляцию и становится безвозвратно потерянным.

Исходя из вышеизложенного, были сформулированы требования и ограничения для области оптимальных значений рабочего режима. Границы этой области определяют: парциальное давление насыщенного пара HF над расплавом электролита, характеризующее качество продукта и потери сырья; падение напряжения на электролите, как показатель расхода электроэнергии; степень диссоциации и вязкость электролита, как показатели выхода фтора по энергии. По методу многопараметрической оптимизации [5] обобщенный функционал эффективности F с весовыми коэффициентами имеет вид [6]:

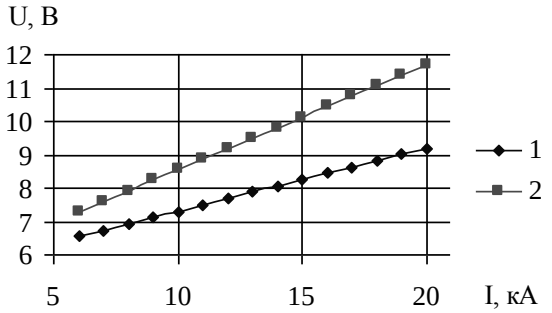
$$F = \sum_{i=1}^{5} k_i \cdot f_i \,. \qquad (1)$$

Для определения весовых коэффициентов обобщенного функционала эффективности процесса использован метод экспертных оценок [7].

Исследования обобщенного критерия эффективности (1) в зоне рабочих значений управляемых переменных показали, что разработанный функционал имеет максимум в области значений 36…39 % мас. концентрации HF и 99…103 °С температуры электролита.

Разработанный обобщенный функционал эффективности может применяться для определения оптимальных значений температуры и концентрации с точки зрения технологии, рационального использования ресурсов и качества продукции для технологического процесса получения технического фтора. Проведенные исследования позволят перейти к динамической оптимизации, т. е. автоматическому поддержанию процесса в оптимальном режиме.

При исследовании вольтамперной характеристики электролита, представленной на рисунке 1 [6], оказалось, что при изменении значений концентрации фтороводорода и температуры в регламентном диапазоне приращение изменения напряжения увеличивается с ростом тока до 2,5 В при максимальной нагрузке.



1 – C_{HF} = 40,2 % мас.; T = 103,5 °С; 2 – C_{HF} = 36,5 % мас., T = 97,5 °С

Рисунок 1 – Изменение падения напряжения на электролите от силы тока

С учетом того, что падение напряжения на электролите от концентрации HF и температуры электролита, с достаточной для управления точностью описывается линейной функцией и существует достаточно точное автоматизированное управление температурой и концентрацией фтороводорода, можно ввести коррекцию этих переменных (уставок) при изменении тока нагрузки:

$$C_{\text{HF}} = 0,2 \cdot I + 35,9, \quad (2)$$

$$T_{\text{Э}} = 0,3 \cdot I + 96,9. \quad (3)$$

Эффективность изменения «уставок» для процесса получения фтора по уравнениям (2) и (3) находится в диапазоне значений концентрации HF 37…40 % мас. и температуры электролита 98…103 °С при изменении тока нагрузки 6…20 кА.

Для оценки эффективности заданного режима в диапазоне изменения тока предложен коэффициент полезного использования энергии, характеризующий выход продукта по энергии, определяемый формулой:

$$\eta_U = \int_0^t \frac{U_p \cdot I}{U \cdot I} dt, \quad (4)$$

где $U_{\text{р}}$ – напряжение разложения, В; U – напряжение на электролизере, В.

Тогда критерий эффективности выхода по веществу используем как условие ограничения увеличения уставок для систем управления, потому что это ограничит значение концентрации HF в готовом продукте на допустимом уровне.

$$\eta_{\text{HF}} = \frac{\int_0^t G_{\text{HF}} \cdot dt - \int_0^t 0,53 \cdot G_{\text{HF}(I)} \cdot \frac{C^*_{\text{HF}}}{1 - C^*_{\text{HF}}} \cdot dt}{\int_0^t G_{\text{HF}} \cdot dt}, \quad (5)$$

где G_{HF} – расход фтороводорода; C^*_{HF} – концентрация фтороводорода над электролитом [8].

Принцип оптимального управления процессом получения фтора заключается в поддержании в автоматическом режиме заданных по оптимальному соотношению уставок, т.е. в зависимости от тока и оценки эффективности работы аппарата в соответствии с (4) и (5), вычисляемых автоматически за определенный период работы процесса.

Экономическая эффективность алгоритма управления ожидается за счет экономии затрат на исходные продукты и энергоресурсы, при повышении качества готовой продукции и увеличения межремонтного пробега технологического оборудования. Рассмотрим подробнее каждый из перечисленных аргументов.

Увеличение выхода фтора по веществу и сокращение расхода фтористого водорода ожидается за счет поддержания на оптимальном уровне управляемых переменных. В среднем, при получении фтора, унос фтористого водорода за счет испарения составляет 6…8 %. По таблице 1, полученной на основании экспериментальных данных зависимости давления насыщенных паров над расплавом электролита от температуры и концентрации HF [1], следует, что значительные потери HF, возникают при температуре электролита более 105 °С и концентрации HF более 40 % мас.

Таблица 1 – Потери HF при поддержании заданного режима работы, %

Концентрация HF, % мас.	Температура электролита, °С				
	90	95	100	105	110
37	2	3	3	4	5
38	2	3	4	5	6
39	3	4	5	6	7
40	4	5	7	8	10
41	6	6	9	11	14

Соответственно, при поддержании управляемых переменных на оптимальном уровне, этот показатель может быть снижен на 1…2 %, что в отношении к полной себестоимости составляет более 1 %.

Энергетические затраты могут быть снижены как за счет повышения выхода фтора по энергии, так и за счет понижения напряжения на электролизере. В таблице 2 представлены результаты расчетов средних затрат электроэнергии при различных значениях тока.

При поддержании управляемых переменных на оптимальном уровне экономия энергетических затрат может составить до 13 %, что по отношению к полной себестоимости составит более 2 %.

Кроме оптимизации затрат существенное значение имеет увеличение межремонтного пробега оборудования. Одним из факторов выхода из строя аппарата является износ колокола. В патенте [9] предложено увеличить срок службы колокола не менее чем в 1,5…2 раза за счет специального периодического изменения уровня на ± 40 мм путем слива и добавления электролита.

Таблица 2 – Энергетические показатели работы электролизера

Средние показатели	Сила тока (*I*), кА		
	6	10	20
Затраты *U*, В	6,9	8	12,2
Потери *U*, В	0,75	1,25	2,5
Затраты энергии *W*, кВт	41,4	80	244
Потери энергии *W*, кВт	4,5	12,5	50

Результаты исследования изменения уровня при изменении концентрации электролита представлены на рисунке 2.

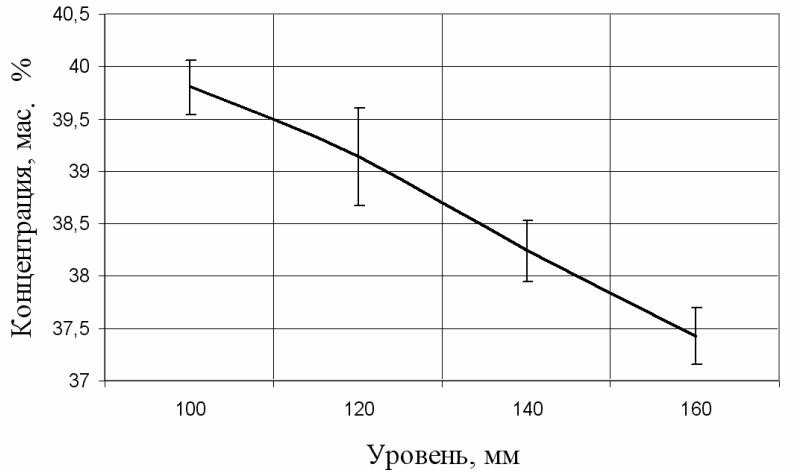


Рисунок 2 – График зависимости концентрации электролита от его уровня по результатам химического анализа

Причиной разброса результатов измерений является влияние тока на уровень за счет изменения газовой составляющей. Из результатов следует, что одновременное периодическое изменение температуры и концентрации фтороводорода с сохранением оптимума позволит изменять уровень до ± 30 мм, увеличивая срок службы колокола без вмешательства в процесс. Это позволит повысить эффективность оптимального управления и за счет увеличения срока службы аппаратов, снизив эту статью расходов минимум на 1 %.

В результате исследований процесса получения технического фтора в аппаратах СТЭ-20, с разных аспектов эффективности экономического и технологического характера, был получен функционал счетного критерия оптимальности технического процесса. Полученный критерий позволил рассчитать оптимальный режим процесса получения фтора и составил основу разработанного алгоритма оптимального управления технологическим процессом получения фтора, путем задания «уставок» по температуре и концентрации HF в электролите в зависимости от значения токовой нагрузки на электролизере. Оценка эффективности оптимального управления показала, что его использование в промышленной системе управления позволит получить экономию за счет снижения себестоимости технического фтора до 4 %.

Список литературы

1 Галкин Н.П., Крутиков А.Б. Технология фтора. – М.: Атомиздат, 1968. – 188 с.

2 Беляев В.М. Механизм и кинетика электродных процессов при электролизе расплава KF-nHF // Технология и автоматизация атомной энергетики: Сб. статей отраслевой научно-техн. конф. – Северск: СГТИ, 20-23 мая 2003. – С. 37-41.

3 Groult H. Electrochimie en milieu extrême. Electrochimie preparative du fluor. [Электронный ресурс]: Unité Mixte de Recherches. – Paris, 2003. – P. 48-50. – Режим доступа: http://www.li2c.upmc.fr. – 11.09.2009.

4 Crassous I., Groult H. a. o. Study of the fluorination of carbon anode in molten KF-2HF by XPS and NMR investigations. [Электронный ресурс]: Journal of Fluorine Chemistry. – 2009. – Режим доступа: http://www.sciencedirect.com. – 11.09.2009.

5 Курицкий Б.Я. Поиск оптимальных решений средствами Excel 7.0. – СПб.: BHV – Санкт-Петербург, 1997. – 384 с., ил.

6 Ливенцова Н.В. Оптимизация технологического процесса получения фтора // Известия Томского политехнического университета. – 2007. – Т. 311. – № 3. – С. 45-58.

7 Бояринов А.И., Кафаров В.В. Методы оптимизации в химической технологии. – М.: Химия, 1969. – 556 с.

8 Ливенцова Н.В. Ливенцов С.Н. Исследование алгоритма определения состава электролита в процессе получения технического фтора в производственных условиях // Высокие технологии, фундаментальные и прикладные исследования, образование. Сб. трудов V Междунар. науч.-практич. конф. / Под ред. А.П. Кудинова. – СПб., 2008. – Т. 12. – С. 469-470.

9 Пат. 2288974 РФ, МПК7 C25B 15/02, 1/24. Способ автоматического управления фторным электролизером / Варфоломеев Л.И., Кузнецов Е.В., Охотников Ю.Ф., Пинхусович В.Р. – № 2005103459/15; Заяв. 10.02.2005; Опубл. 20.07.2006.

АНАЛИЗ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РАЗЛИЧНЫХ ВОДНОХИМИЧЕСКИХ РЕЖИМОВ ВТОРОГО КОНТУРА ДЛЯ АЭС С ВВЭР-1000

Казаров Э.Г.[1,2]

[1]ОАО «Концерн Росэнергоатом», филиал «Калининская АЭС», г. Удомля

[2]Московский Энергетический Институт (Технический Университет), г. Москва

E-mail: kazar@narod.ru

В условиях работы энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000, а также в связи с переходом на режим работы на повышенном уровне мощности, изменение водно-химического режима (ВХР) второго контура должно быть направлено, прежде всего, в сторону снижения скорости эрозионно-коррозионного износа (ЭКИ) теплообменных трубок парогенератора (ПГ). Коррозионное состояние теплообменных трубок ПГ зависит от количественного и качественного состава отложений на них. Как правило, причиной повреждения теплообменных труб является недопустимый уровень удельной загрязненности отложениями соединений железа и меди (локально до 500...1000 г/м^2) при допустимой величине 150 г/м^2). Одним из способов удаления отложений являются химические промывки и продувки ПГ. Однако они приводят к образованию значительных объемов трудно перерабатываемых жидких радиоактивных отходов, требуют дополнительного времени на их проведение, увеличивают дозовые нагрузки на персонал. Поэтому принятие решения об их проведении должно быть основано на всестороннем анализе состояния поверхностей теплообменных трубок ПГ, их удельной загрязненности и состава отложений.

Сложность поддержания ВХР второго контура связана с применением для оборудования и трубопроводов различных конструкционных материалов: аустенитные хромоникелевые стали (08Х18Н10Т) углеродистые стали (ст. 20, 16 ГС, 10ГН2МФА), медные сплавы (МНЖ 5-1, Л 68). Это не позволяет поддерживать величину pH, соответствующую минимуму скорости коррозии каждого из них, что вынуждает идти на установление компромиссной величины и препятствует внедрению перспективных технологий водно-химического режима. Это наглядно видно из рисунка.

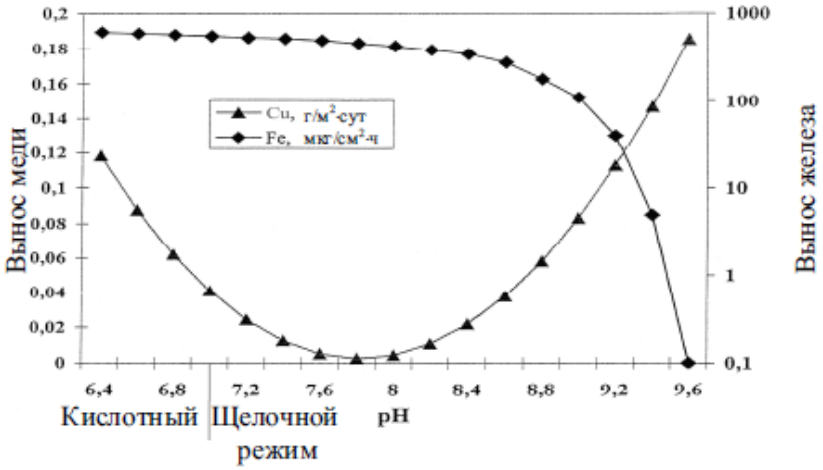


Рисунок – Поступление продуктов коррозии железа и меди в питательную воду в зависимости от pH

Для поддержания необходимого значения pH и уменьшения скорости коррозионных процессов на АЭС поддерживается гидразинно-аммиачный ВХР как в «чистом» виде, так и с добавлением различных ингибирующих компонентов. Действие ингибиторов коррозии обусловлено изменением состояния поверхности металла вследствие адсорбции ингибитора или образования с катионами металла труднорастворимых соединений. Защитные слои, создаваемые ингибиторами коррозии, всегда тоньше наносимых покрытий. Ингибиторы коррозии могут действовать двумя путями: уменьшать площадь активной поверхности или изменять энергию активации коррозионного процесса.

В настоящее время ВХР второго контура с коррекционной обработкой питательной воды и конденсата гидразин-гидратом и аммиаком является проектным. В рабочую среду вводятся:

- гидразин для связывания кислорода и подщелачивания рабочей среды за счет накопления аммиака, образовавшегося в результате термического распада гидразина;
- аммиак для поддержания pH на допустимом уровне.

Основными преимуществами данного режима являются:

- сравнительно низкая стоимость и расход реагентов для поддержания параметров рабочей среды;
- режим легко управляемый и корректируемый;
- режим легко диагностируемый средствами АХК.

Однако данный режим имеет достаточно серьезные недостатки, такие как:

- аммиак в присутствии кислорода коррозионно-агрессивен по отношению к медьсодержащим сплавам, содержащимся в оборудовании второго контура, таких как конденсаторы и ПНД, что приводит к выносу меди в объем ПГ и протеканию электрохимической коррозии металла ТОТ ПГ;
- низкие значения pH продувочной воды ПГ в следствии высокой текучести аммиака, что инициирует протекании кислотной коррозии с водородной деполяризацией в щелевых зазорах ВКУ ПГ (коррозионное растрескивание напряженного металла коллекторов ПГ);
- высокая скорость эррозионно-коррозионного износа, концентрация железа в питательной воде на многих ПГ АЭС находилась на уровне более 15 мкг/дм^3, что приводило к поступлению в объем ПГ значительного количества шлама и развитию подшламовой коррозии ТОТ ПГ.

В связи с необходимостью подавления коррозии и ограничения распространения по контуру ее продуктов главные направления исследований традиционно были сосредоточены на вопросах контроля содержания примесей в воде и на проблемах регулирования уровня pH рабочей среды. Последний аспект до сих пор продолжает оставаться основным предметом исследований. В связи с этим, на некоторых блоках АЭС с ВВЭР введен гидразинно-аммиачный режим с дозированием гидроксида лития. Данный режим используется на Калининской АЭС и на АЭС Украины. Преимущества данного режима следующие:

- сравнительно низкая стоимость и расход реагентов для поддержания параметров рабочей среды;

- введение гидроксида лития позволило повысить pH продувочной воды до значений 8,6…8,7 за счет ионов лития, снизить концентрацию аммиака во втором контуре и тем самым снизить уровень поступления меди в объем ПГ;

- помимо этого стоит отметить LiOH как прекрасный пленкообразующий ингибитор, который может быть использован в качестве материала для консервации ПГ в ремонтный период. Консервация ПГ в ремонтный период в однопроцентном растворе LiOH позволит создать на стенках ПГ и теплообменных трубках сплошную по всему объему оксидную пленку, которая будет устойчива к коррозионному воздействию. А с учетом микродозировки гидроксида лития во время работы блока, пленка будет держаться в течение всего срока кампании.

Недостатки использования LiOH следующие:

- наблюдается накопление в щелевых зазорах ВКУ ПГ высоких концентраций ионов лития, что может привести к повышению pH до 11 ед. и создает угрозу щелочного растрескивания коллекторной стали;

- дозировка лития не может в полной мере исключить влияние аммиака на коррозию медьсодержащих сплавов, что в свою очередь приводит к повышенной скорости ЭКИ на уровне 10…12 мкг/дм^3.

Поскольку при строительстве новых блоков АЭС с ВВЭР, а также при модернизации уже эксплуатируемых, во втором контуре не предусмотрено оборудования с медьсодержащими сплавами, в России и Украине на многих блоках АЭС происходит введение режима с использованием органических ингибиторов, таких как морфолин, этаноламин и октадециламин.

При дозировании аминов во второй контур наблюдается увеличение значения pH в продувочной воде ПГ до 8,8…9,1, что является важным фактором снижения коррозии оборудования, работающего в условиях водяной и паровой рабочих сред. Однако в случае неплотного конденсатора турбоустановки и эксплуатации конденсатоочистки дозирование аминов может приводить к вытеснению примесей натрия и сульфатов с ФСД во второй контур, которыми ранее была загрязнена ионообменная смола в результате плохого разделения при регенерации. При плотном конденсаторе турбоустановки в режиме эксплуатации второго контура без ФСД конденсатоочистки наблюдается значительное снижение солевых примесей в продувочной воде ПГ, что является благоприятным условием снижения процессов коррозии внутри ПГ.

Отметим основные достоинства аминов:

- выравнивание значения pH в рабочих средах 2 контура (конденсат, питательная вода, продувочная вода) вследствие распределения аминов в среде пар : вода на уровне 1 : 1 приводит к снижению ЭКИ в разы. Как следствие уменьшение концентрации железа до 3…5 мкг/дм^3. Соответственно снижается уровень поступления шлама в ПГ и риск подшламовой коррозии ТОТ ПГ. И как следствие – увеличение временных промежутков между промывками ПГ;

- повышение уровня pH до 8,8…9,1. При этом не создаются условия для щелевого растрескивания ВКУ ПГ, т.к. накопления аминов в зазорах не происходит в силу его физических и химических свойств;

- затраты на использование аминов с избытком компенсируются затратами на введение в контур гидразина и эксплуатацию блочной очистной установки.

Среди недостатков аминов некоторые являются достаточно существенными, особенно для ныне действующих блоков:

- при реализации аминового ВХР-2 во втором контуре происходит термическое разложение амина, продуктами которого являются органические кислоты. 1/3 часть образующихся органических кислот составляет муравьиная кислота – формиаты (For) и 2/3 – уксусная кислота – ацетаты (Ac). Образование данных кислот при разложении аминов в присутствии кислорода приводит к повышению электропроводности и требует ввода в работу фильтров смешанного действия;

- амины являются плохими растворителями меди и, в общем-то, никак от нее не защищают. В условиях работы блока с медьсодержащими материалами в оборудовании второго контура возможно повышение концентрации меди в питательной воде и медных окислов в объеме ПГ, что может привести к возникновению и развитию электрохимической коррозии.

Для Российских АЭС с ВВЭР наиболее привлекательным является ВХР с дозированием этаноламина, так как этаноламин по сравнению с морфолином имеет меньшую молекулярную массу и большую константу диссоциации, и для получения одинакового значения pH,

этаноламина требуется меньше, чем морфолина. К тому же морфолин не производится в России.

В таблице показано сравнение концентраций продуктов коррозии по потокам второго контура при гидразинно-аммиачном ВХР и при переходе на этаноламиновый ВХР.

Таблица – Сравнение концентраций железа во втором контуре

Наименование потока	Гидразинно-аммиачный ВХР	Этаноламиновый ВХР
	Fe, мкг/кг	
Обессоленный конденсат	3,9	3,9
Конденсат за ПНД-4	5,1	3,6
Питательная вода за деаэратором	6,5	2,9
Питательная вода за ПВД	6,2	2,9
Сепарат СПП	8,9	1,9

Из таблицы видно существенное снижение концентрации железа, которое является основным источником коррозии ТОТ ПГ.

Из всего вышесказанного следует сделать вывод, что все используемые в настоящее время ВХР имеют свои недостатки, и использование любого из представленных режимов «сдвигает» проблему в другую область, однако не устраняет полностью. В связи с этим, необходимо искать новые пути модернизации ВХР режима второго контура, такие как:

- использование более современных материалов в конструировании оборудования второго контура. На данный момент на многих блоках АЭС с ВВЭР используются медьсодержащие материалы, которые являются источниками электрохимической коррозии. Исключение их при модернизации блоков позволит повысить pH, а также исключит электрохимическую коррозию в ТОТ и карманах ПГ;
- ужесточение требований к ВХР. Требования к ВХР российских АЭС с ВВЭР значительно уступают требованиям зарубежных аналогов, что приводит к менее ответственному подходу персонала за контролем параметров ВХР и частым отклонениям от установленных пределов. Также необходима оптимизация и модернизация автоматического химконтроля с использованием современных средств диагностики и раннего обнаружения отклонений;
- совместное использование различных добавок для корректировки показателей ВХР;
- поиск новых корректирующих добавок. На данный момент на многих тепловых станциях используется смеси поверхностно-активных пленкообразующих полиаминов и летучих аминов, которые подщелачивают весь пароводяной тракт, обеспечивая тем самым постоянную величину pH и создавая на поверхности металла защитную пленку.

Список литературы

1 Розенфельд И.Л. и др. Ингибиторы коррозии. – М.: «Химия», 1977. – 352 с.

2 Шутиков А.В., Савченко В.Е., Вираненко Ю.М., Хрусталев В.А. Пути совершенствования водно-химического режима второго контура АЭС С ВВЭР-1000.

3 Фольтов И.М., Архипенко А.В., Масько А.Н. Влияние Водно-химических режимов на безопасность, надежность и экономичность эксплуатации АЭС. Состояние и перспективы.

4 Добровольская И.Ю., Таран Л.Н., Пронин С.П. Отчет по результатам анализа тенденций изменения концентрации меди во втором контуре при ведении морфолинового ВХР-2.

5 Тяпков В.Ф., Шарафутдинов Р.Б. Состояние, основные проблемы и направления совершенствования водно-химического режима АЭС.

6 Иванов С.О., Горбатых В.П. Влияние литий-ферритной пленки на замедление процесса коррозионного растрескивания теплообменных труб парогенераторов АЭС с ВВЭР.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСТРАКЦИОННОГО АФФИНАЖА РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА С ПОВЫШЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ ТС-99

Каменев Е.А., Круглов С.Н.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: shk@seversk.tomsknet.ru

При определении требований к технологии переработки регенерированного урана с повышенным содержанием технеция (особенности метода описаны в статье «Способ очистки регенерируемого урана от технеция-99» настоящего сборника) необходимо учитывать требования к пожаро-взрывобезопасности технологического процесса.

Известно [1], что технеций является катализатором окисления гидразина и способен вызывать осложнения в процессе восстановительной реэкстракции плутония. Продукт каталитического окисления гидразина - азотистоводородная кислота (HN_3) образуется с выходом до 0,3 молей на 1 моль окисленного гидразина и, являясь хорошо экстрагируемой, следует с экстрактом до операции содовой регенерации, где выводится в промывной раствор.

$$3N_2H_4 + 2HNO_3 = 2HN_3 + 6H_2O + N_2; \quad (1)$$
$$5N_2H_4 + 4HNO_3 = 12H_2O + 7N_2. \quad (2)$$

Поскольку HN_3 взрывоопасна [2], образование ее в процессе должно быть сведено к минимуму.

Если сравнить два технологических процесса очистки урана, проводимых на первом экстракционном цикле радиохимического завода ОАО «СХК»: переработку растворов ОСУБ и растворов регенерированного урана с повышенным содержанием технеция (исследования проводили на продукте фирмы БНФЛ с содержанием технеция более 8000 нг/г U), то второй процесс проходил с меньшим накоплением азотистоводородной кислоты. Объясняется это различиями в условиях протекания реакции окисления гидразина (отличающиеся по концентрациям Tc, N_2H_4 и температуре растворов).

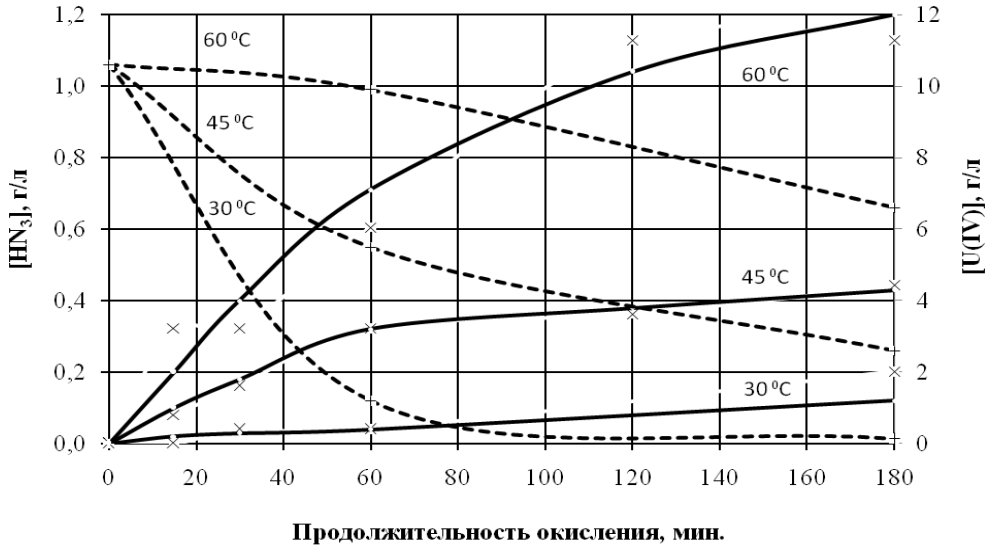
На рисунке 1 представлены, полученные нами, экспериментальные данные по окислению U (IV) и N_2H_4 в растворах с [Tc] = 30 мкг/дм^3, [U (VI)] = 125,0 г/дм^3 и [HNO_3] = 1,0 моль/дм^3. Исходное содержание U (IV) и N_2H_4 в растворах было равно 10,6 и 3,8 г/дм^3 соответственно. Содержание HN_3 рассчитали по убыли N_2H_4 и выходу HN_3 0,3 моля на 1 моль окисленного N_2H_4 [1]. Из рисунка 1 видно, что с увеличением продолжительности окисления гидразина и ростом температуры растворов увеличивается накопление азотистоводородной кислоты.

Количество HN_3, попадающее в экстракт, определяется продолжительностью контакта водного раствора гидразина, содержащего технеций, с экстрагентом в пульсационных колоннах. Основное количество HN_3 поступает в экстрагент при переработке растворов ОСУБ из водных растворов с максимальными концентрациями Tc и N_2H_4 в колонне восстановительной реэкстракции (в ней оптимальная задержка водной фазы составляет 5 % об.). При переработке регенерированного урана фирмы БНФЛ основное количество HN_3 поступает в экстрагент из рафината в экстракционной колонне (в ней оптимальная задержка водной фазы составляет 15 % об.).

Проведена оценка накопления HN_3 при переработке регенерированного урана фирмы БНФЛ и при переработке ОСУБ. Сравнивая накопление HN_3 при переработке регенерированного урана фирмы БНФЛ, равное 0,14 кг HN_3 в час, с максимально возможным накоплением NH_3 при переработке ОСУБ, равным 0,49 кг HN_3 в час, показало, что накопление HN_3 во втором случае в 3,5 раза выше.

Полученные результаты по накоплению HN_3 позволяют сделать вывод, что накопление HN_3 при переработке регенерированного урана фирмы БНФЛ будет, как минимум, в 3,5 раз меньше, чем при переработке растворов ОСУБ.

В заключение данного доклада следует отметить, что введение U (IV) непосредственно в экстракционную колонну вместе с исходным сырьем (как это было предложено в статье «Способ очистки регенерируемого урана от технеция-99») позволяет резко снизить накопление HN_3 (если сравнивать с вариантом переработки ОСУБ с введением в него урана (IV) для восстановления Tc в реакторах-подготовителях и выдачей исходного раствора на экстракцию в течение 6…7 часов) и повысить коэффициенты очистки U от Tc на операции экстракции U.



Сплошная линия – [HN_3]; пунктирная линия – [U (IV)]

Рисунок 1 – Накопление HN_3 в процессе окисления N_2H_4 и U (IV)

Таким образом, применительно к переработке регенерированного урана с повышенным содержанием технеция нами подтверждена актуальность метода восстановления технеция в потоке, подавая исходный раствор урана и четырехвалентный уран в верхнее кольцо экстрактора. Этот прием позволит до минимума снизить накопление HN_3 и полностью исключить возможность возникновения аварийной ситуации.

Список литературы

1 Сайт Бекмана Игоря Николаевича (профф. МГУ, д-р хим. наук) http://profbeckman.narod.ru/Pluton.files/Glava10.pdf.

2 Химия и технология инициирующих ВВ, http://www.pirotek.info.

3 Флетчер Дж. М. Химические принципы отделения продуктов деления от урана и плутония экстракцией растворителями, P/413 / Материалы Межд. конф. по мирному использованию атомной энергии. Женева, 8-20 августа 1955 г. – Т. 9. – М.: Госхимиздат, 1958. – С. 566.

СПОСОБ ОЧИСТКИ РЕГЕНЕРИРУЕМОГО УРАНА ОТ ТЕХНЕЦИЯ-99

Каменев Е.А., Круглов С.Н., Лазарчук В.В., Соковиков С.А.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: shk@seversk.tomsknet.ru

Увеличение выгорания ядерного топлива в реакторах АЭС приводит к увеличению количества продуктов деления урана и плутония в отработавшем топливе, в том числе и технеция, содержание которого в растворах облученного урана, поступающих на экстракционную переработку, возросло в десятки раз и составляет до 1 кг на 1 т облученного урана.

Технеций-99 является β-излучателем с энергией распада 292 кэВ и периодом полураспада 2,14105 лет. Высокая подвижность технеция в грунтовых водах глубинных горизонтов, а также, летучесть фторидов технеция при фторировании оксидов урана до гексафторида урана, требуют вывода технеция отдельным потоком и последующей утилизации его в виде твердых отходов или выделения его в виде товарного продукта для коммерческих целей.

Основным способом переработки растворов облученного урана является экстракционный с применением в качестве экстрагента ТБФ (Пурекс-процесс, Супер Пурекс-процесс, PARC-процесс), включающий, как правило, на первом экстракционном цикле следующие основные операции: совместную экстракцию урана, плутония, нептуния и технеция, промывку экстрактов урана растворами различного состава, разделение урана, плутония и нептуния, реэкстракцию урана и карбонатную промывку экстрагента. Очистка урана от технеция осуществляется либо на промывных операциях экстракта урана с использованием специальных приемов, либо на операциях разделения урана и плутония.

В зависимости от содержания технеция-99 в исходных продуктах (оксидах регенерированного урана) и требований к его содержанию в обогащенном ГФУ требуемый коэффициент очистки урана от технеция-99 может составить от нескольких десятков до десяти тысяч.

По результатам проводимых на ОАО «СХК» опытных и промышленных переработок облученного урана было зафиксированно, что в регламентном технологическом режиме очистка урана от технеция-99 практически отсутствует, а коэффициент очистки урана от технеция варьируется от 1,5 до 5.

Известно, что единственным и достаточно эффективным приемом достижения глубокой очистки урана от технеция-99 применительно к возможностям 2 экстракционного цикла Радиохимического завода, является восстановление семивалентного технеция до неэкстрагируемого ТБФ четырехвалентного состояния. Восстановление семивалентного технеция проводят четырехвалентным ураном.

Из работы В.С. Колтунова и Т.В. Гомоновой известно, что семивалентный технеций быстро восстанавливается U (IV) до четырехвалентного состояния по реакции:

$$2TcO_2^- + 3U^{4+} = 2TcO^{2+} + 3UO_2^{2+}. \quad (1)$$

Затем за счет медленной реакции обратного окисления четырехвалентного Tc азотной кислотой:

$$TcO^{2+} + HNO_3 + H_2O = TcO_4^- + NO + 3H^+ \quad (2)$$

устанавливается равновесие между четырехвалентным и семивалентным Tc.

Нами было установлено, что для предупреждения обратного окисления Tc (IV) восстановление Tc (VII) в исходном растворе регенерированного урана необходимо проводить в потоке, сокращая продолжительность процесса обратного окисления четырехвалентного технеция до минимума. Это можно возможно реализовать, вводя U (IV) в колонну экстракционную колонну с промывным раствором (например в верхнее распределительное кольцо).

Кроме того, для уменьшения степени обратного окисления четырехвалентного технеция необходимо восстановление Tc (VII) проводить при максимально возможной концентрации четырехвалентного урана, при оптимальной концентрации HNO_3 в промывных растворах, равной (0,6…0,7) моль/дм^3 и минимальной температуре 30…40 °С на экстракции и промывке экстракта, не снижая температуру растворов на реэкстракции урана, чтобы сохранить эффективность реэкстракции урана.

Исследования по переработке растворов регенерированного урана с повышенным содержанием Tc-99 (поставщик – фирма БНФЛ; содержание технеция порядка 8000 нг/г U), проведенные нами на первом экстракционном цикле, с получением кондиционного товарного продукта соответствующего требованиям СТО 28.2-2007 (содержание Tc-99 не более 7,1 нг/г U при норме не более 20 нг/г U) позволили сформулировать следующие заключения и рекомендации:

1) при переработке на I экстракционном цикле регенерированного урана с повышенным содержанием технеция восстановление Tc-99 четырехвалентным ураном, методом введения U (IV) в поток исходного раствора регенерированного урана (подаваемого на экстракцию), обеспечивает коэффициенты очистки урана от Tc-99 в интервале 279…14821 при среднем значении 2307;

2) сравнение коэффициентов очистки урана от Tc-99, достигнутых нами на I экстракционном цикле при переработке ОСУБ и сырья фирмы БНФЛ (см. таблицу), показывает, что предложенная технология переработки регенерированного урана обеспечивает коэффициенты очистки урана от технеция, превышающие как минимум в 10 раз коэффициенты

очистки урана от технеция, получаемые ранее при переработке растворов ОСУБ в рамках регламентных режимов.

Таблица – Сравнительные показатели очистки облученного урана от Tc-99

Исходный ядерный материал	[Tc-99] в продуктах, нг/г U		Коэфф. очистки U от Tc
	питающий раствор	реэкстракт	
Регенерированный уран с повышенным содержанием технеция (поставщик БНФЛ)	8300	20*	415
	8300	5,0**	1660
	8300	0,6***	14821
ОСУБ	15000	342	43,9
	342	2,5	137
	494	1,6***	310
Примечание: * – установленная норма по содержанию Tc-99 в товарном продукте; ** – среднее содержание по анализу товарного продукта; *** – минимально достигнутое содержание Tc-99 в продукте			

3) рекомендовано для повышения очистки урана от технеция-99 при переработке регенерированного урана на II экстракционном цикле:

- восстановление технеция проводить в потоке, вводя раствор U (IV) в поток продукта 201ф до концентрации 1,0 г/дм^3;

- экстракцию урана вести из растворов при температуре 35…45 °С при концентрации HNO_3 равной 0,15…0,94 моль/дм^3, поддерживая насыщение экстрагента ураном в интервале 95…103 г/дм^3;

- промывку экстракта проводить раствором с концентрацией U (IV) равной 5…10 г/дм^3 и концентрацией HNO_3 0,3…1,0 моль/дм^3 при температуре 40…50 °С и соотношении фаз О : В = 10 : 1.

СПОСОБ ОЧИСТКИ РЕГЕНЕРИРОВАННОГО УРАНА ОТ ПЛУТОНИЯ, ТОРИЯ-228 И НЕПТУНИЯ-237

Каменев Е.А., Круглов С.Н.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: shk@seversk.tomsknet.ru

Материалы данной статьи относится к способам экстракционной очистки регенерированного урана, и могут быть полезны в технологических процессах при переработке облученного ядерного топлива, где необходима очистка урана от плутония, тория-228 и нептуния-237.

Задачей проведенных нами исследований являлась разработка более дешевого способа, обеспечивающего экстракционную очистку регенерированного урана от плутония, тория и нептуния.

Поставленную задачу решили тем, что при очистке регенерированного урана от плутония, тория и нептуния, включающей экстракцию урана из азотнокислого раствора трибутилфосфатом в органическом разбавителе, промывку экстракта и реэкстракцию урана, в азотнокислый раствор регенерированного урана, направляемый на экстракцию, ввели фтор-ион до концентрации 0,03…0,52 г/дм^3. В азотнокислый раствор регенерированного урана, направляемый на экстракцию, ввели четырехвалентный уран, стабилизированный гидразином, до концентрации 0,5 г/дм^3. На экстракцию направляли растворы с концентрацией шестивалентного урана 400…500 г/дм^3.

Фтор-ион практически не экстрагируется трибутилфосфатом в присутствии уранилнитрата и не загрязняет экстракт урана. Введение фтор-иона позволяет очистить уран от плутония, тория и нептуния, а введение в исходный раствор уранилнитрата фтор-иона и урана (IV), стабилизированного гидразином, еще более улучшает очистку урана от плутония. Фтор-ион можно вводить в виде любой водорастворимой соли; однако, чтобы не вводить в раствор посторонние катионы, целесообразно вводить фтор-ион в виде уранилфторида.

В исследованиях использовали исходный водный раствор регенерированного урана, который содержал уранилнитрат, примеси нитратов плутония (IV), тория (IV) и нептуния (V), а также азотную кислоту HNO_3. Состав исходного раствора регенерированного урана приведен в таблице 1.

В первой серии экспериментов провели противоточную экстракцию урана из исходного раствора, не содержащего фтор-ион, и из растворов, содержащих фтор-ион в количестве 0,03, 0,09, 0,19 и 0,52 г/дм^3, трибутилфосфатом в углеводородном разбавителе в экстракционном блоке, содержащем 4 экстракционные ступени, при соотношении фаз О : В, равном 4,2 : 1. Получили экстракты с концентрацией урана 103 г/дм^3 и рафинаты с концентрацией урана 0,07 г/дм^3. Из промытых экстрактов провели реэкстракцию урана слабым азотнокислым раствором.

Таблица 1 – Состав исходного раствора регенерированного урана

[U (VI)], г/дм^3	[Pu], мкг/дм^3	[Th], Бк/г U	[Np], мг/дм^3	[HNO_3], г/дм^3
446,3	71,0	1510	1,39	62,7

В экстрактах определили содержание примесей: плутония, тория и нептуния. Коэффициенты очистки урана от упомянутых элементов были рассчитаны как отношение содержания элемента в исходном растворе, приходящееся на 1 г урана в исходном растворе, к его содержанию в экстракте, приходящееся на 1 г урана в экстракте.

Результаты исследований приведены в таблице 2.

Вторая серия экспериментов. Известно использование урана (IV), стабилизированного гидразином, для экстракционной очистки урана (VI) от плутония. Уран (IV), стабилизированный гидразином, вводят для восстановления Pu (IV) до Pu (III), неэкстрагируемого трибутилфосфатом. Степень очистки урана (VI) от плутония, тория и нептуния в присутствии фтор-иона и урана (IV), стабилизированного гидразином, возрастает по сравнению со степенью очитки урана в присутствии только урана (IV), стабилизированного гидразином. Особенно возрастает степень очистки от плутония.

При постановке экспериментов в исходные растворы (состав приведен в таблице 1) ввели уран (IV), стабилизированный гидразином, до концентрации урана (IV) 0,5 г/дм^3 и гидразина (N_2H_4) 0,45 г/дм^3. Затем в растворы ввели фтор-ион до заданных концентраций, в опыте 5 (таблица 2) фтор-ион не вводили.

Из полученных растворов провели противоточную экстракцию урана трибутилфосфатом в органическом разбавителе в экстракционном блоке, содержащем 4 экстракционные ступени, при соотношении фаз О : В, равном 4,2 : 1. Получили экстракты с концентрацией урана 103 г/дм^3 и рафинаты с концентрацией урана 0,07 г/дм^3. Из промытых экстрактов провели реэкстракцию урана слабым азотнокислым раствором.

В экстрактах определили содержание примесей: плутония, тория и нептуния. Коэффициенты очистки урана от упомянутых элементов рассчитаны как отношение содержания элемента в исходном растворе, приходящееся на 1 г уран в исходном растворе, к его содержанию в экстракте, приходящееся на 1 г урана в экстракте.

Полученные коэффициенты очистки урана от Pu, Th и Np на экстракции приведены в таблице 2.

Из данных таблицы 2 следует, что в первой серии экспериментов введение в исходный раствор фтор-иона приводит к увеличению очистки урана от Pu (IV), Th (IV) и Np (V). С увеличением концентрации фтор-иона в исходном растворе с 0,03 до 0,19 г/дм^3 очистка урана увеличивается от Pu (IV), Np (VI) и Th (IV). При дальнейшем увеличении концентрации фтор-иона в исходном растворе до 0,52 г/дм^3 очистка урана увеличивается от Np (VI) и Th (IV), но незначительно уменьшается от Pu (IV).

Во второй серии экспериментов введение четырехвалентного урана привело к восстановлению Pu (IV) до трехвалентного состояния и Np (V) до четырехвалентного состояния. Как и в опытах первой серии в опытах второй серии введение фтор-иона в исходный раствор увеличило коэффициент очистки урана от Pu (III), Th (IV) и Np (IV). С ростом содержания фтор-иона в исходном растворе с 0,03 до 0,52 г/дм^3 коэффициенты очистки урана от Th (IV) увеличиваются. Очистка урана от Pu (III), как и в примере 1, увеличивается с ростом концентрации фтор-иона с 0,03 до 0,19 г/дм^3 и незначительно уменьшается при увеличении концентрации фтор-иона до 0,52 моль/дм^3.

Таблица 2 – Полученные коэффициенты очистки урана от Pu, Th и Np на экстракции

№ опыта	Водный раствор урана перед экстракцией, содержание ионов		Коэффициенты очистки U от		
	[F], г/дм^3	[U(IV)], г/дм^3	Pu	Th	Np
Первая серия экспериментов					
1	0	0	4,7	3,3	6,1
2	0,03	0	6,5	11,2	8,7
3	0,09	0	9,4	24,5	11,8
4	0,19	0	33,1	38,7	31,8
5	0,52	0	25,3	45,4	37,6
Вторая серия экспериментов					
6	0	0,5	14,9	2,7	3,2
7	0,03	0,5	23,4	7,5	5,5
8	0,09	0,5	37,2	15,4	8,6
9	0,19	0,5	64,6	36,7	19,1
8	0,52	0,5	44,0	41,6	18,7

Такая же закономерность прослеживается и для Np (IV). В сравнении с опытом 1 восстановление Pu и Np увеличило очистку урана от Pu, но снизило очистку урана от Np.

Таким образом, в зависимости от того, от какого элемента преимущественно нужно очистить регенерированный уран, можно использовать либо фтор-ион, либо фтор-ион и уран (IV), в соответствующих количествах.

ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ИЗУЧЕНИЕ СВОЙСТВ СОРБЕНТА НА ОСНОВЕ ФТОРИДА ЛИТИЯ

Кобзарь Н.Ю.[1], Галата А.А.[1], Смолкин П.А.[1], Макасеев А.Ю.[2], Софронов В.Л.[2]
[1]ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
[2]ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: kobnk71@mail.ru

В ряду применяемых сорбентов в газофторидных технологиях наибольшую эффективность показал фторид лития [1-5]. Предварительное изучение равновесия в системе LiF–HF позволяет сделать положительный вывод о возможности глубокой очистки газовых смесей от фторида водорода способом селективного извлечения HF на LiF. Основным недостатком предложенного сорбента до недавнего времени являлось ограничение, связанное с невозможностью его изготовления в виде таблеток. Горизонтальные адсорберы, спроектированные под порошкообразные сорбенты, не позволяют достигать необходимой продолжительности контакта адсорбата с сорбентом, что приводит к снижению производительности. Применение вертикальных адсорберов, заполненных порошкообразным сорбентом, невозможно вследствие высокого газодинамического сопротивления слоя.

Попытки изготовления таблетированного сорбента на основе LiF ранее были неудачными. При испытаниях в процессе сорбции HF получаемые таблетки полностью разрушались уже после первого цикла сорбции-десорбции.

Внедрение технологии производства таблетированного сорбента на Сибирском химическом комбинате позволило расширить возможности в решении задачи по изготовлению таблетированного сорбента с удовлетворительными физико-механическими свойствами на основе фторида лития с высоким содержанием основного компонента (LiF – до 90 % мас.) [6]. Исходным материалом при получении сорбента служил порошкообразный фторид лития ТУ 6-09-3529-84 с дисперсностью 0,1…1 мм. В качестве порообразователя использовали фторид аммония ГОСТ 9546-75.

Исследования по получению таблетированных сорбентов на основе фторида лития проводили в лабораторных и промышленных условиях при этом для сушки (60…100 °С), прокалки (200 °С) и спекания (350 °С) сорбентов использовали программируемую печь «ПМ-12П» с погрешностью ±1 °С.

В ходе исследований определяли зависимости удельной поверхности сорбента, максимальной разрушающей нагрузки на таблетку сорбента, относительной пористости и размера пор от условий приготовления: прессования, увлажнения шихты и содержания порообразователя в исходной шихте.

Измерение удельной поверхности готовых сорбентов проводили методом БЭТ по ГОСТ 12997 с использованием газового хроматографа «Цвет-100», имеющего диапазон измерений от 0,1 до 100 $м^2/г$, с относительной погрешностью не более ±6 %.

Статическую прочность таблеток фторида лития определяли по ГОСТ 21560.2-82 «Удобрения минеральные. Метод определения статической прочности гранул». Применяли испытательную машину «МИП 100-2», имеющую диапазон измерений прочности от 0,1 до 10 МПа, с относительной погрешностью не более ±4 %.

Определение радиуса и объема пор в исследуемых таблетках проводили на основе известного «безмодельного» метода Брунауэра [7], в соответствии с которым определяли изотерму адсорбции исследуемого образца на хроматографе «Газометр ГХ-1» (погрешность не более ±8 %), а затем, исходя из полученной изотермы адсорбции, рассчитывали радиус и объем пор [8].

Полученные зависимости удельной поверхности сорбента, максимальной разрушающей нагрузки на таблетку сорбента, ее относительной пористости и удельной поверхности от давления прессования и увлажнения шихты, а также размера пор от содержания порообразователя в исходной шихте представлены на рисунках 1-4.

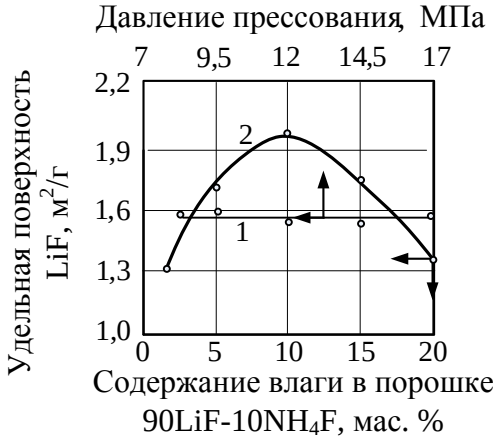


Рисунок 1 – Зависимость удельной поверхности гранулированного сорбента от:
1) давления прессования и
2) увлажнения шихты

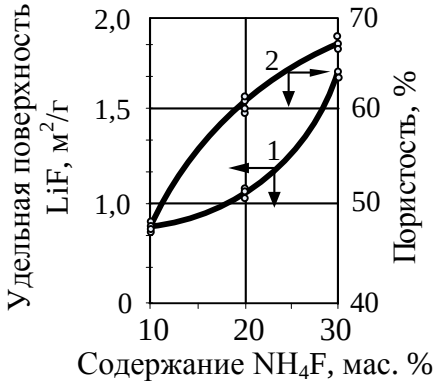


Рисунок 2 – Влияние содержания NH_4F в исходной шихте на:
1) поверхность; 2) пористость гранулированного сорбента

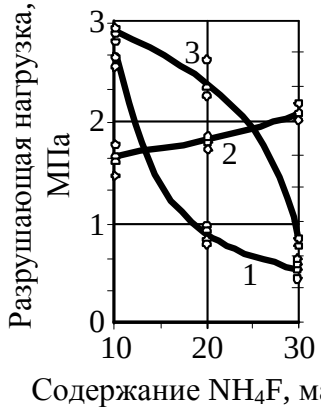


Рисунок 3 – Влияние содержания NH_4F в исходной шихте на прочность гранул:
1) сорбент после сушки при 100 °С;
2) при 140 °С; 3) после спекания при температуре 300…350 °С

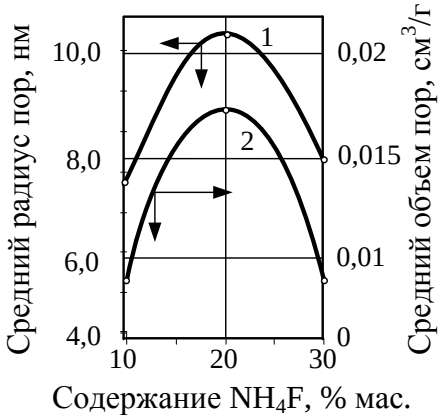


Рисунок 4 – Влияние содержания NH_4F в исходной шихте на:
1) размеры и 2) объем пор

В результате проведенных исследований в технологии таблетированных сорбентов установлено, что:

- давление прессования гранул в диапазоне 8…17 МПа практически не влияет на удельную поверхность получаемых сорбентов;
- влажность шихты влияет на удельную поверхность получаемых сорбентов. Оптимальное содержание воды в шихте должно находиться до 10 % мас. При этом шихта легко прессуется. Большее содержание воды в шихте ухудшает прессование – шихта «течет», меньшее не позволяет пропрессовать материал;
- при увеличении содержания NH_4F в исходной шихте увеличивается пористость сорбента, удельная поверхность и снижается его прочность. Удельная поверхность максимальна при содержании NH_4F в шихте 30 % мас.;
- измерения прочности образцов показали, что после спекания гранулы обладают прочностью на раздавливание до 3 МПа.

На основе результатов, полученных в ходе исследований, для изготовления таблетированных сорбентов можно рекомендовать в качестве оптимального содержание в исходной шихте NH_4F на уровне 20 % мас. При таком соотношении компонентов в исходной шихте достигаются оптимальный размер пор в сорбенте и удовлетворительные показатели его прочности, удельной поверхности и пористости.

Список литературы

1 Раков Э.Г. Химия и технология неорганических фторидов. – М.: МХТИ им. Д.И. Менделеева, 1990. – 162 с.

2 Галкин Н.П., Зайцев В.А., Серегин М.Б. Улавливание и переработка фторсодержащих газов. – М.: Атомиздат, 1975. – 239 с.

3 Опаловский А.А., Федотова Т.Д. Физико-химическое исследование систем, содержащих фтористый водород и фториды щелочных металлов // Известия СО АН СССР. Сер. Химия. – 1968. – № 4. – С. 32-36.

4 Опаловский А.А., Федотова Т.Д. Гидрофториды. – Новосибирск: Наука, 1973. – 148 с.

5 Тананаев И.В. Изотерма растворимости в системе $LiF–HF–H_2O$ при 298 К // Химия редких металлов. – 1964. – № 1. – С. 33-35.

6 Пат. 2211726 РФ. МПК B01J 20/02. Сорбент для извлечения фторида водорода из газов и способ его получения/ В.С. Акишин, В.В. Лазарчук, Е.Н. Малый, Е.П. Мариненко, А.А. Матвеев, А.И. Рудников, В.А. Хохлов. Опубл. 10.09.2003, Бюл. № 25. – 7 с.: ил.

7 Фримантл М. Химия в действии. – М.: Мир, 1998. – 620 с.

8 Янг Д. Кинетика разложения твердых веществ. – М.: Мир, 1969. – 264 с.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ МЕТОДОМ ФЛЮИДНОЙ ЭКСТРАКЦИИ

Кондратьев А.В., Бычков С.И., Ефремов И.Г., Парецков Е.Н.
ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск
E-mail: kondratev-av@yandex.ru

Согласно исходным данным для проектирования опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) по переработке ОЯТ ВВЭР-1000 в «базовой» технологической схеме предусматривается получение на стадии головных операций высоконцентрированных азотнокислых растворов с содержанием урана не менее 550 г/дм^3.

В качестве альтернативного «базовой» схеме переработки может быть использован способ извлечения ценных компонентов (урана, плутония) из высококонцентрированных растворов в нейтральные фосфорорганические экстрагенты, растворенные в сжиженных и сверхкритических газах. Реализация данного способа позволит снизить объемы радиоактивных растворов, образующихся при переработке ОЯТ.

Данная работа посвящена изучению возможности использования диоксида углерода в качестве растворителя для ТБФ и других экстрагентов, а также проведению исследований по экстракции урана в интервалах взаимосвязанных значений температуры и давления 30…90 °С и 7,0…25,0 МПа, соответственно. Растворимость ТБФ в данных условиях составляет от 0,1 до

1 моль/дм^3. Данные, полученные в ранее проведенных работах по экстракции нитратов актинидов и лантаноидов в ТБФ в среде диоксида углерода, показали, что для достижения положительных результатов условия процесса (состав исходного раствора, концентрация высаливателя и т.п.) должны соответствовать условиям проведения жидкостной экстракции при использовании растворов ТБФ в углеводородных разбавителях. Например, для избирательного извлечения урана и плутония необходимо обеспечить концентрацию азотной кислоты в исходном растворе не менее 1 моль/дм^3.

Другим важным направлением исследований является использование в качестве разбавителей фреонов. Большой интерес к использованию фреонов определяется, прежде всего, их низкими параметрами сжижения по сравнению с диоксидом углерода.

Анализ результатов ранее проведенных экспериментов показал, что для осуществления флюидной экстракции из высококонцентрированных растворов ОЯТ требуется решение следующих задач: определение оптимальных параметров процесса в средах диоксида углерода и фреонов; обеспечение разделения водной и органической фазы; выбора способа реэкстракции ценных компонентов из экстракта.

В процессе выполнения работы были проведены эксперименты по определению влияния концентрации ТБФ в жидком диоксиде углерода на эффективность процесса извлечения урана и отделения его от продуктов деления.

Для проведения экспериментов по изучению процесса флюидной экстракции высококонцентрированный имитатор ОЯТ получали в смеси тетраоксида азота и воды на установке «газовой» конверсии и флюидной экстракции. Конверсию имитатора в нитратную форму проводили из порошкообразного имитатора, содержащего продукты деления в виде стабильных изотопов и радиоактивных меток [1, 2]. Предварительные эксперименты [3, 4] по конверсии имитаторов ОЯТ, приготовленных различными методами, в различных типах реакторов подтвердили, что необходимыми условиями для получения при «газовой» конверсии высококонцентрированных растворов нитрата уранила (с концентрацией урана 750…1000 г/дм^3 и концентрацией азотной кислоты 1,5…5 моль/дм^3) являются мольное соотношение реакционной смеси $UO_2 : N_2O_4 : H_2O = 1 : 2{,}25 : 8{,}75$ и температура процесса 90…105 °С [1]. Длительность процесса составляет от 3 до 12 часов и зависит от оксидной формы урана в используемом имитаторе.

Полученный продукт конверсии соответствовал заданной концентрации по макрокомпоненту $UO_2(NO_3)_2 \cdot 6H_2O$ и был использован для экстракции в системах ТБФ-CO_2. Состав полученного продукта после конверсии был следующим (в пересчете на металлы), %:

U	Zr	Ce	Y	Nd	Pr	Sr	Ba	Mo	Sm	Gd
89,84	0,35	0,38	0,07	0,27	0,03	0,27	0,14	8,5	0,09	0,06

Для проведения экспериментов была разработана и изготовлена лабораторная установка, предназначенная для проведения «газовой» конверсии имитатора ОЯТ с получением высококонцентрированного азотнокислого раствора, флюидной экстракции, сорбционной очистки экстракта и твердофазной реэкстракции. Общий вид установки по исследованию процессов флюидной экстракции представлен на рисунке 1.

Аппаратурно-технологическая схема лабораторной установки по исследованию флюидной экстракции представлена на рисунке 2. В смеситель (А-1), содержащий 15 мл ТБФ, с помощью шприцевого насоса (А-10) дозировали 80 мл жидкого диоксида углерода (7,0 МПа, 20 °С). Перед поступлением в реактор (А-2) приготовленного раствора ТБФ в диоксиде углерода в смесителе (А-1) увеличивали давление до 26,0 МПа, что обеспечивало в дальнейшем проведение экстракции в реакторе (А-2) при давлении 13,0 МПа. В реактор (А-2) через штуцер, расположенный в верхней крышке, загружали имитатор продукта конверсии ОЯТ (от 2,0 до 5,0 г высококонцентрированного раствора, содержащего 880 г/дм^3 урана и 300 г/дм^3 азотной кислоты). Из смесителя (А-1) в реактор (А-2) передавали раствор трибутилфосфата в сжиженном газе или сверхкритическом флюиде. В результате перераспределения давления его измеряемое значение в аппаратах составляло 130 МПа. После проведения экстракции в течение 30 мин. при периодическом перемешивании среды механическим активатором через нижнюю часть реактора выводили смесь водной (рафината) и органической (экстракта) фаз в специально предусмотренный приемник (А-13) через шаровой кран (А-20) или смотровое окно (А-6). С помощью смотрового окна (А-6) проводили визуальное наблюдение за границей раздела водной и органической фаз и оценку полноты растворения ТБФ в жидком диоксиде углерода (ЖДУ). Обедненный по урану после экстракции водный раствор занимает сравнительно

небольшой объем, поэтому при разделении в данных условиях рафината и экстракта по границе раздела происходит захват и смешение водной и органической фазы.





1 – флюидный насос;
2 – пульт управления флюидным насосом;
3 – установка по исследованию процессов флюидной экстракции;
4, 5, 6 – термостаты;
7 – баллон с фреоном

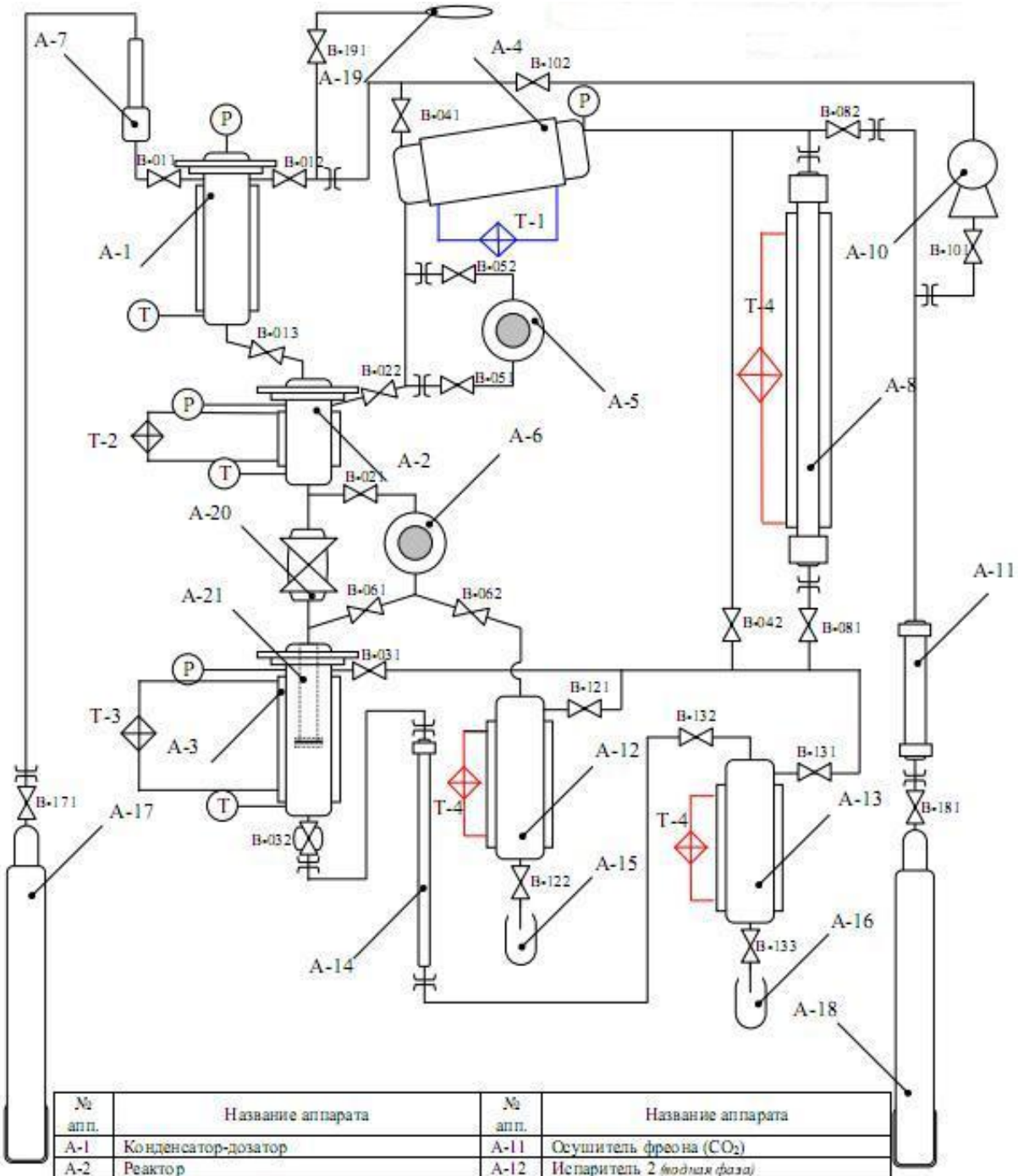
Рисунок 1 – Общий вид установки по исследованию процессов флюидной экстракции

Полное разделение рафината и экстракта достигали путем прохождения смеси из приемника (А-13) через сорбционную колонку (А-14), заполненную силикагелем. Экстракт после прохождения через сорбционную колонку (А-14) собирали в приемнике (А-13). При проведении твердофазной реэкстракции урана из экстракта сорбционную колонку (А-14) заполняли щавелевой кислотой, гидрокарбонатом аммония или оксалатом аммония. Рабочее давление в лабораторной установке на стадиях сорбционной очистки и реэкстракции составляло 7,0 МПа.

Промывку сорбционной колонки (А-14) при проведении экстракции или реэкстракции и внутренних поверхностей лабораторной установки обеспечивали путем непрерывной циркуляции диоксида углерода через реактор далее в аппараты А-21; А-12; А-13; А-8; А-4 и снова в реактор. Данный процесс представляет собой последовательный перевод жидкого диоксида углерода в газообразное состояние, сопровождаемый выделением в отдельную фазу растворенных ТБФ продуктов экстракции в сборнике (А-13) при нагревании и конденсации очищенного газа в охлаждаемом накопителе (А-4). Конденсированный газ (жидкое состояние) поступает из накопителя (А-4) для повторного использования в реактор (А-2) и далее по схеме лабораторной установки до сборника (А-13) для очистки и последующей конденсации в накопителе (А-4). Данная схема процесса промывки может применяться многократно и не требует дополнительного количества диоксида углерода.

При проведении экстракции в среде диоксида углерода при давлении 7,0 МПа и температуре 30 °С в течение 30 мин максимальное извлечение урана из высококонцентрированного раствора составляло не более 59 % от его содержания в исходном растворе. Для рассматриваемых условий проведена трехступенчатая (исчерпывающая) экстракция урана из азотнокислого высококонцентрированного имитатора ОЯТ. В ходе эксперимента проводили три последовательные ступени экстракции из одной навески продукта конверсии имитатора ОЯТ для экстракционных систем 30 % ТБФ – 70 % ЖДУ и 15 % ТБФ – 85 % ЖДУ. Остаток соли имитатора после каждой ступени экстракции растворяли в 5М HNO_3 и анализировали на содержание урана и других компонентов имитатора топлива.

Результаты проведенных экспериментов по экстракции нитрата уранила из высококонцентрированного раствора имитатора ОЯТ представлены в таблицах 1 и 2 в виде процентных значений степени извлечения урана и ПД от их первоначального содержания в исходном растворе.



№ апп.	Название аппарата	№ апп.	Название аппарата
A-1	Конденсатор-дозатор	A-11	Осушитель фреона (CO_2)
A-2	Реактор	A-12	Испаритель 2 *(водная фаза)*
A-3	Испаритель 1 *(орган. фаза до очистки)*	A-13	Испаритель 3 *(орган. фаза после очистки)*
A-4	Накопитель сжиженного газа	A-14	Сорбционная колонна 2 *(органическая фаза)*
A-5	Смотровое окно 1 *(циркуляция)*	A-15	Сборник 1 *(водная фаза)*
A-6	Смотровое окно 2 *(разделение фаз)*	A-16	Сборник 2 *(орган. фаза)*
A-7	Обратный клапан *(подача O_2)*	A-17	Баллон O_2
A-8	Сорбционная колонна 1 *(циркулируемой среды)*	A-18	Баллон с фреоном (CO_2)
A-10	Флюидный насос *(под реагентом)*	A-19	Барботер N_2O_4
T-1	Термостат	A-20	Обогреваемый шаровый кран
T-2	Термостат	A-21	Фильтр-патрон испарителя 1
T-3	Термостат		
T-4	Термостат		

Рисунок 2 – Аппаратурно-технологическая схема лабораторной установки по исследованию флюидной экстракции

Таблица 1 – Экстракция урана и ПД в системе 30 % ТБФ – 70 % ЖДУ

Элемент	Степень извлечения, %					
	экстракт 1 ступень	экстракт 2 ступень	экстракт 3 ступень	водная фаза	твердый остаток	баланс
U	59	26,5	4,5	4	5	99,0
Zr	9,7	6,9	3,1	3,3	78,4	100,4
Mo	12,5	3,2	3,8	2,2	75	96,7
Y	8,2	10,3	11,1	1	69,4	100
Ce	1	1	1	8	88,6	99,6
Nd	3,6	3,6	5,8	1	83,8	97,8
Pr	26,1	23,9	12,9	4,1	33,2	100,2
Ba	2,1	3,4	5,8	49,9	37,8	99,0
Sr	1,6	1,1	8,3	39,0	50,6	100,6
Gd	40,4	23,0	4,1	1	31,5	100

Из данных, представленных в таблице 1 и 2 видно, что при проведении трехступенчатой экстракции урана из высококонцентрированного раствора имитатора ОЯТ продукты деления накапливаются (по убыванию) в твердом остатке, экстракте и водной фазе, обедненной по урану. Степень извлечения урана в экстракт составила 91 % для системы 30 % ТБФ – 70 % ЖДУ и 79,1 % для системы 15 % ТБФ – 85 % ЖДУ, соответственно.

Таблица 2 – Экстракция урана и ПД в системе 15 % ТБФ – 85 % ЖДУ

Элемент	Степень извлечения, %					
	экстракт 1 ступень	экстракт 2 ступень	экстракт 3 ступень	водная фаза	твердый остаток	баланс
U	37,5	25,4	16,2	11,9	4,4	95,4
Zr	25,6	18,7	3,2	6,9	45,7	100,1
Mo	1,3	3,4	2,2	2,1	80,2	89,2
Y	1	1	1	18	77	98
Ce	18,5	10,1	6,2	4,3	54,1	93,2
Nd	1	1	2,9	3,5	83,6	92
Pr	1	1	1	20,3	73,4	96,7
Ba	21,9	10,9	1	4	61,0	98,8
Sr	3,7	3,4	1	20	65,9	94
Gd	1	1	1	18,7	70,6	92,3

Большие значения степени извлечения продуктов деления в экстракт, очевидно, обусловлены сложностью разделения трехфазной системы, образующейся в результате экстракции. При подготовке проб экстракта возможен захват трудно выделяемых небольших количеств водной фазы и твердого остатка.

При проведении экстракции объемное соотношение загружаемых смеси ТБФ в ЖДУ и высококонцентрированного раствора имитатора ОЯТ составляло 3 : 1 или 5 : 1. После экстракции объем водной фазы уменьшается в несколько раз и ее отделение на установке флюидной экстракции технически выполнить сложно. Поэтому очистку органической фазы от воды и взвесей проводили на сорбционной колонке, заполненной силикагелем.

Для этого полученный экстракт, содержащий воду, подавали на колонку с силикагелем и после чего промывали силикагель жидким диоксидом углерода от остатков органической фазы.

Предварительные результаты по отделению твердой фазы и осушению органической фазы показали, что на силикагели остается менее 1 % массы урана, загружаемого в установку перед экстракцией, а в экстракте, обогащенном ураном, не наблюдали выделение водной фазы.

В ходе проверки сорбционной очистки органической фазы от водной на силикагеле определили полноту очистки экстракта от продуктов деления. Результаты сорбционной очистки экстракта от ПД представлены в таблице 3.

Результаты, представленные в таблице 6, показывают, что в процессе сорбционной очистки экстракта на силикагеле коэффициенты очистки от ПД достигают значений 10^4.

Таблица 3 – Результаты сорбционной флюидной очистки экстракта на силикагеле

	U, г/дм^3	Бк/дм^3						
		Sb-125	Ru-106	Cs-137	Ce-144	Zr-95	Co-60	Am-241
Исходный экстракт	188	$6{,}41\cdot10^2$	$1{,}32\cdot10^4$	$4{,}70\cdot10^4$	$4{,}31\cdot10^4$	$3{,}62\cdot10^2$	$3{,}14\cdot10^2$	$1{,}33\cdot10^4$
Экстракт после сорбции	186	Ниже предела обнаружения*						
Примечание – * концентрацию элементов определяли γ-спектрометрическим методом на спектрометрическом комплексе на базе спектрометра SBS								

Твердофазную реэкстракцию урана из ТБФ в ЖДУ проводили в лабораторной установке флюидной экстракции. Мольное соотношении [U] : [ТБФ] в экстракте, предварительно очищенном от водной фазы и ПД, составило 1 : 4. В сорбционную колонну засыпали исследуемый реэкстрагент в количестве 6…7 г. В реакторе растворяли экстракт в диоксиде углерода и проводили реэкстракцию с последующей промывкой насыщенного ураном реэкстракта от органической фазы жидким диоксидом углерода. Количество используемого реэкстрагента брали с 4-5 кратным избытком от стехиометрического. Результаты твердофазной реэкстракции урана при давлении 7,0 МПа и температуре 30 °С приведены в таблице 4.

Таблица 4 – Твердофазная реэкстракция урана из ТБФ в диоксиде углерода

Соотношение	Степень извлечения урана при реэкстракция урана, %		
	$H_2C_2O_4\cdot2H_2O$	$(NH_4)_2C_2O_4\cdot H_2O$	NH_4HCO_3
[U] : [ТБФ] = 1 : 4	80,3	98,2	100
*[U] : [ТБФ] = 1 : 6	80,0	98,0	100
Примечание – * по результатам исследований НПО РИ (г. Санкт-Петербург)			

Анализ результатов, представленных в таблице 7, показал, что при твердофазной реэкстракции урана из ТБФ при насыщении до мольного соотношения [U] : [ТБФ] = 1 : 4 или 1 : 6, степень извлечения урана не изменяется.

Таким образом, результаты, полученные на установке по изучению процессов флюидной экстракции, показали, что использование в качестве растворителя диоксида углерода и высоконцентрированного раствора имитатора ОЯТ позволяет проводить процессы:

- экстракции нитрата уранила в ТБФ;
- сорбционной очистки полученного экстракта от водной фазы и продуктов деления;
- твердофазную реэкстракцию урана.

Максимальная степень извлечения урана при экстракционной переработке продуктов конверсии растворами ТБФ за один контакт составила 59,0 %. Содержание продуктов деления в экстракте ниже пределов обнаружения соответствующих методик.

Проведена сорбционная очистка экстракта на силикагеле от водной фазы и продуктов деления после экстракции в ТБФ-ЖДУ. Суммарный коэффициент очистки от ПД после экстракции и сорбционной очистки определить не удалось, т.к. в очищенном экстракте содержание ПД было ниже пределов обнаружения использованного метода.

При твердофазной реэкстракции урана из раствора ТБФ в диоксиде углерода при насыщении [U] : [ТБФ] = 1 : 4 и 1 : 6 степень извлечения урана не изменяется.

Список литературы

1 Бычков С.И., Ефремов И.Г., Кондратьев А.В. Исследование процессов конверсии оксидов ОЯТ в нитраты с использованием имитаторов. Отчет о НИР ГХК. Инв. № 24/128 от 17.02.2005.

2 Бычков С.И., Ефремов И.Г., Кондратьев А.В. Влияние кислорода на процесс конверсии диоксида урана в нитраты в системе тетраоксида азота и воды. Отчет о НИР ГХК. Инв. № 24/418 от 26.12.2007.

3 Бычков С.И., Ефремов И.Г., Кондратьев А.В., Парецков Е.Н. Разработка и научное обоснование инновационной технологии переработки ОЯТ, процесс конверсии диоксида урана в нитраты в системе тетраоксида азота и воды. Отчет о НИР ГХК. Инв. № 24/565 от 16.12.2008.

4 Технико-экономические исследования по сравнению отдельных технологических операций перспективных технологий переработки ОЯТ для завода РТ-2. Отчет ФГУП ВНИПИЭТ о НИР. Инв. № 3420. УДК 621.039.59.

5 Шадрин А.Ю., Мурзин А.А. Исходные данные для ТЭИ отдельных операций совместной переработки ОЯТ ВВЭР и ОЯТ БН к Госконтракту № 6.07.19.19.06.931 от 21 февраля 2006. Инв. № РИ 3189-И. – СПб, 2006. – 15 с.

6 Бычков С.И., Ефремов И.Г., Жабин А.Ю., Парецкова С.А. Экстракция урана растворами ТБФ во фреонах (фреон-12, 22) из продуктов конверсии, содержащих различные количества свободной азотной кислоты. Отчет о НИР ГХК. Инв. № 24/196 от 15.12.2005.

ИЗУЧЕНИЕ УСЛОВИЙ РАСТВОРЕНИЯ ПЛУТОНИЯ

Конников А.В., Рамазанов Л.М., Логунов М.В.
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск
E-mail: cpl@po-mayak.ru

Плутоний является наиболее химически активным металлом актиноидной группы. Он обладает уникальной структурой и физическими свойствами [1].

Одним из методов очистки плутония от сопутствующих примесей является экстракционный аффинаж. Использование экстракционного аффинажа предполагает предварительный перевод металлического плутония в раствор. Из всего многообразия агрегатных форм в работе рассмотрен металлический плутоний, находящийся в виде брикетированной стружки и литейных отходов.

Эмпирическую реакцию растворения плутония в азотной кислоте можно представить в следующем виде:

$$Pu + 5{,}164HNO_3 \approx$$
$$Pu(NO_3)_4 + 0{,}417NO + 0{,}205NO_2 + 0{,}015\ N_2O + 0{,}256N_2 + 0{,}0036H_2 + 2{,}578H_2O$$

Реакция растворения плутония является экзотермической. В соответствии с законом Гесса [2] тепловой эффект реакции, рассчитанный по табличным величинам стандартных тепловых эффектов реакции, составляет 956,3 кДж/моль, что говорит о достаточно высоком энерговыделении. Опасность процесса растворения заключается в том, что данные виды отходов имеют высокоразвитую поверхность, которая способствует повышенной активности плутония в растворе.

Задачей данной работы явился подбор безопасных условий растворения. Растворение плутония проводили в азотной кислоте в присутствии фтор-иона, выступающего в качестве катализатора, в реакторе, выполненном из сплава ЭП-630. Реактор снабжен тефлоновой крышкой, в которой имеются технологические проходки для холодильника, пробоотбора, термометра. Процесс растворения контролировали визуально по интенсивности выделения газов в холодильнике и измерению температуры во времени. Полноту растворения плутония определяли расчетным путем по результатам радиометрического анализа, либо массе нерастворившегося остатка.

В ходе проведения работы было обнаружено, что образцы плутония при длительном нахождении в атмосфере воздуха окислялись с появлением на поверхности мелкодисперсного порошка, который, в соответствии с данными работы [3], может представлять собой образующиеся в процессе окисления продукты состава Pu_xO_y, PuH_x.

В процессе растворения брикетированной стружки в азотнокислом растворе после загрузки материала в аппарат на «холоду» в отсутствии катализатора при низких концентрациях азотной кислоты сразу начинается реакция, что подтверждается увеличением температуры и появлением окислов азота в холодильнике. При более высоких концентрациях азотной кислоты в растворе растворение проходит менее интенсивно без увеличения температуры, вследствие пассивации поверхности металла.

Введение катализатора активирует поверхность металла, процесс растворения протекает более интенсивно, при этом температура системы, повышающаяся в результате саморазогрева, резко отличается от той, что соответствует процессу растворения без фтор-иона. Начальная комнатная температура раствора увеличивается в течение примерно 10 мин. в зависимости от концентрации фтор-иона в растворе. Температура раствора в течение следующих 10 мин. остается постоянной, а затем начинает постепенно уменьшаться, прекращается выделение газов. Процесс растворения стружки без подвода тепла проходит спокойно без интенсивного выделения газов. В течение 30 мин. без подвода тепла в раствор переходит от 32,6 до 47,2 % плутония от исходного количества. Повышение температуры раствора снова приводит к растворению стружки и появлению газов в холодильнике. После прекращения подвода тепла газы исчезают, температура раствора уменьшается, то есть саморазогрев раствора за счет экзотермической реакции растворения стружки не происходит. Для растворения стружки необходим постоянный подвод тепла. При этом полнота растворения стружки при повышенной температуре в течение (2…3) часов в присутствие катализатора составляет от 78,9 до 100 %.

Концентрация азотной кислоты в растворе оказывает решающее влияние на процесс растворения. При высоких концентрациях азотной кислоты без подвода тепла присутствие катализатора не влияет на процесс растворения, вследствие преобладающего пассивирующего действия кислоты.

При высокой концентрации азотной кислоты в растворе в присутствии даже небольшого количества катализатора в условиях нагрева наблюдается бурная реакция процесса растворения, что прослеживается по высокой интенсивности выделения газов. Дальнейшее увеличение концентрации фтор-иона в исходном растворе может привести к интенсивной неконтролируемой реакции.

При низкой концентрации азотной кислоты в исходном растворе в процессе растворения при повышенной температуре плутоний полностью в раствор не переходит вследствие понижения концентрации азотной кислоты при растворении. Для растворения остатка повышали концентрацию азотной кислоты в растворе, при этом плутоний полностью растворялся уже через час выдержки раствора при повышенной температуре.

Среднее время растворения стружки составило 3,5 ч.

Однотипность металла позволила предположить сопоставимость характера поведения литейных отходов в процессе растворения с процессом растворения брикетированной стружки и тем самым сузить вариативность проводимых экспериментов.

Процессы растворения брикетированной стружки и литейных отходов идентичны, для них характерны одни и те же особенности при весьма несущественных различиях.

В процессе растворения литейных отходов в растворе азотной кислоты без подвода тепла в присутствии катализатора растворяется от 35,8 до 46,7 % металла. Температура раствора в результате саморазогрева повышается. Растворение литейных отходов при повышенной температуре раствора происходит спокойно без бурного выделения окислов азота. Полнота растворения литейных отходов составляет 96…98 % и связана с природой происхождения отходов. Остающийся нерастворяющийся остаток представляет собой сопутствующие процессу литья примесные компоненты. Седовательно, весь плутоний, находящийся в литейных отходах, переходит в раствор.

Таким образом, экспериментальным путем найдены безопасные условия растворения брикетированной стружки и литейных отходов плутония. Процесс растворения проходит в растворе азотной кислоты с низкой концентрацией, содержащем фтор-ион, в отсутствие подвода тепла. После прекращения реакции дальнейшее растворение проводится при повышенной температуре. Для полного растворения плутония на конечной стадии необходимо повышение концентрации азотной кислоты в растворе. Соблюдение данного режима позволяет обеспечить полное растворение плутония, избегая локального перегрева системы, залпового выброса отходящих газов и других нештатных ситуаций.

Список литературы

1 Плутоний. Справочник. Том 2 / Под ред. О. Вика. – М.: Атомиздат, 1973.

2 Карапетьянц М.Х. Примеры и задачи по химической термодинамике. – М.: Химия, 1974. – 302 с.

3 Плутоний. Фундаментальные проблемы. Том 1 / Под ред. Б.А. Надыкто, Л.Ф. Тимофеевой. – Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2003.

РАЗРАБОТКА МЕТОДА ДИАГНОСТИКИ ЭКСТРАКЦИОННЫХ АППАРАТОВ

Кривопустов С.И.[1], Пищулин В.П.[2], Брендаков В.Н.[2], Теровский С.В.[2]
[1]ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
[2]ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: Sergey-Krivopustov@rambler.ru

Широкое использование экстракционных пульсационных колонных аппаратов связано с их большой производительностью, отсутствием жестких требований к присутствию в растворах взвесей. Однако малое время контакта фаз приводит к тому, что экстракционная система «раствор – экстрагент» оказывается неравновесной по всей высоте колонны. Это вызывает значительные затруднения, как в экспериментальном лабораторном моделировании процессов, так и в описании их с помощью математических моделей. Кроме того, растворы, подаваемые на вход экстракционной колонны, могут значительно различаться по своему составу, в тоже время к входным растворам предъявляются жесткие требования. Математическое описание процесса экстракции является сложным многофакторным процессом, где рассматривается вся совокупность равновесных, гидродинамических и кинетических данных, получаемых на разных стадиях изучения процесса. Адекватная математическая модель экстракционного процесса позволяет решать многие задачи при разработке оборудования, управлении технологическим процессом, прогнозирования оптимальных режимов работы экстрактора, как оборудования, так и в составе каскада в зависимости от расходов и составов входных потоков, с целью получения выходных потоков с заданными характеристиками. Сложность математического моделирования экстракционных процессов в аппаратах колонного исполнения требует новых подходов к обоснованию физико-химических процессов и к использованию математических методов.

В настоящее время методика диагностики технологии и работы оборудования на основе математической статистики с применением ПЭВМ широко применяется в зарубежной и реже в отечественной технологической практике. Применение статистических методов позволяет оперативно и своевременно выявить причину, внести корректировку, устранить намечающиеся отклонения, разработать предупреждающие мероприятия, исключающие повторение выявленной ситуации. Надежность работы химико-технологического оборудования в большинстве производств обеспечивает стабильность технологического процесса и всего химико-технологического производства [1].

Цель работы состояла в разработке метода диагностики работы экстракционного оборудования с применением метода математической статистики. Постановка задачи заключалась в следующем: сбор информации по работе оборудования; формирование базы данных с дальнейшей обработкой; выявление дефектов и факторов, влияющих на течение технологического процесса экстракции. В экстракционном оборудовании рабочим материалом является двухфазная среда, изучение характеристик которой представляется весьма важным и сложным при исследовании различных методов интенсификации процесса экстракции, для определения оптимальных режимов работы оборудования.

В данной работе исследуемым объектом являлся пульсационный колонный экстрактор процесса экстракции (далее, экстракционная колонна) с пакетной насадкой типа «ТМ» [2], входящий в состав каскада экстракционных колонн. Пульсационная колонна состоит из реакционной зоны, верхней и нижней отстойных камер (зон) и вспомогательных частей.

В качестве источников для сбора информации о работе оборудования; формирование базы данных с дальнейшей ее обработки использовались рабочие материалы, начиная с проектов, конструкторской документации, документов, графиков планово-предупредительных ремонтов, заканчивая документами по отслеживанию параметров и рабочего состояния оборудования на текущий момент. В результате исследования, сбора и обработки материалов выявлено, что основными характеристиками надежности и устойчивой работы оборудования технологического процесса экстракции, как и любого другого химико-технологического процесса, является безотказная работа элементов этого оборудования, приборного оснащения, выполнение требований технологических регламентов (человеческий фактор), бесперебойное обеспечение энергией для работы оборудования.

Впервые на основе теоретических и экспериментальных данных в области применения расчетов теоретико-вероятностного представления выявлены основные факторы, влияющие на устойчивость и работоспособность пульсационных колонных экстракторов. Разработан и предложен алгоритм, метод диагностики химического оборудования. Из производственной практики и наблюдений можно сказать, что любое химическое оборудование (аппарат),

сравнивая его с живым организмом, является индивидуумом в своем роде. Поэтому разрабатывая методику диагностики для одного оборудования нельзя применить ее для другого, не используя дополнительные условия, требования и характеристики к процессу, даже если эти аппараты с виду конструктивно одинаковы. В данном случае разработанная методика для колонны экстракции может использоваться для других экстракционных колонн из каскада, только структурно, с учетом особенностей проведения процесса, работы и их назначения.

Методика заключается в определении основных характеристик работы исполнительных механизмов и конструктивных элементов оборудования, которые влияют, как фактор, своими сбоями и отказами на работоспособность экстрактора в общей технологической схеме; в установлении часто повторяющихся дефектов, отклонений в процессе эксплуатации оборудования. Анализ работы оборудования включает в себя следующие стадии:

1) обнаружение самой неполадки;

2) установление момента, когда это произошло;

3) классификация неполадки (из ограниченного класса неполадок).

На основании наблюдаемых откликов в установившемся или переходном режиме при известных (или не известных) входных величинах производилась оценка величин переменных, характеризующих состояние процесса. Эти оценки сопоставлялись с помощью статистических критериев с соответствующими величинами, найденными при нормальных условиях работы, чтобы установить, существуют ли неполадки [3]. Местонахождение неполадки определялось сравнением параметров модели с физическими особенностями процесса, используя при этом теоретические закономерности, как материальный и энергетический балансы. Общая схема нахождения переменных состояния и параметров модели показана на рисунке 1.

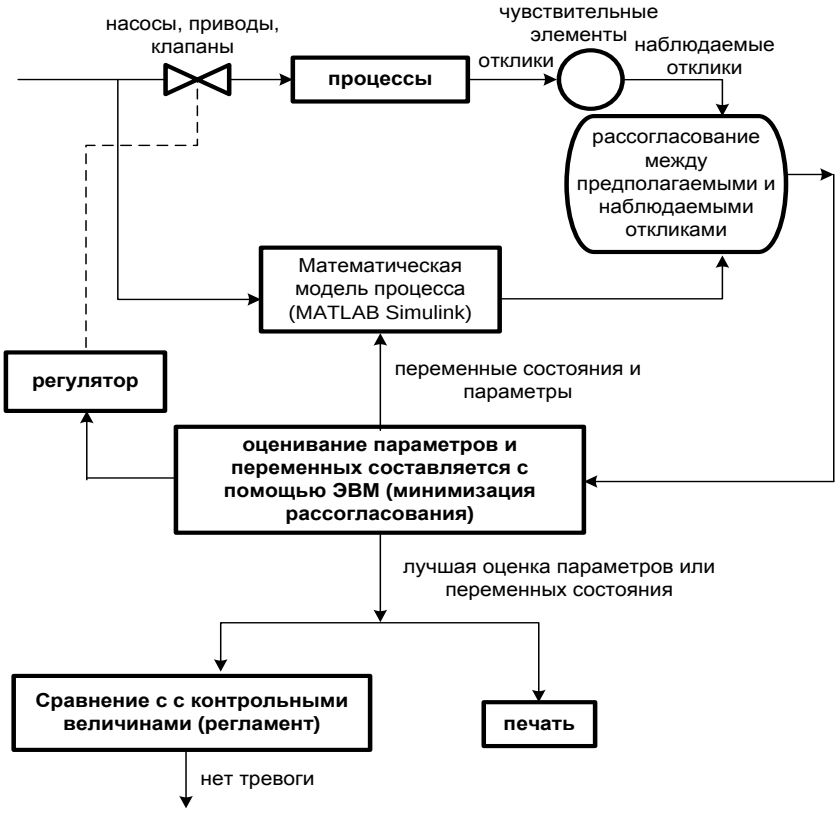


Рисунок 1 – Схема информационных потоков для оценивания переменных состояния и параметров модели

Для нахождения оценок переменных состояния и параметров модели осуществлялись необходимые этапы:

1) сбор данных (проводятся необходимые эксперименты, наблюдения с целью обеспечить наибольшую возможность точность оценок);

2) оценка параметров процесса (выполнение расчетов с помощью программного обеспечения);

3) обнаружение неполадок (проведение контроля статистических характеристик процесса, отклонение параметров процесса, величины оценок коэффициентов модели процесса);

4) моделирование неполадок (проведение оценивания неполадок и выражение в цифрах влияние сделанных изменений на параметры процесса);

5) разработка модели (математическое описание процесса, в данном случае процесса экстракции);

6) диагностика неполадки. Установление местонахождения неполадок с использованием переменных состояний и коэффициентов модели с физическими параметрами процесса.

Моделирование неполадки или анализ предшествующих данных о процессе дают ключ к выявлению конкретных случаев отклонений от нормальной работы оборудования, то есть его работоспособности. Для решения задачи математического моделирования процесса экстракции нами использована диффузионная модель [4], позволяющая учесть пространственное распределение извлекаемого компонента по высоте экстракционной колонны. Математическое описание процесса заключается в составлении дифференциальных уравнений материального баланса растворенного вещества, которые учитывают содержание его в обеих фазах. Уравнения равновесия учитывают концентрацию извлекаемого компонента в дисперсной и сплошной фазах. Результаты численных исследований позволяют установить распределение в органической и водной фазе по высоте колонны иконцентрации ценного компонента. Адекватность полученных данных регламентному режиму работы колонны, показал анализ распределения концентрации ценного компонента, наблюдаемого по выстоте колонны при разных режимах работы оборудования. Таким образом, в результате математического моделирования была разработана модель процесса экстракции в пульсационной экстракционной колонне, позволяющая определить оптимальные значения коэффициентов продольного перемешивания и объемной массопередачи. Это дает возможность в дальнейшем определять оптимальный диапазон концентрации ценного компонента в исходном растворе, при подготовке его к процессу экстракции. Для обнаружения и диагностики неполадок в процессе работы экстракционной колонны (определения работоспособности) разработан алгоритм, определены следующие этапы (процедуры) обнаружения неполадок, их цель и необходимые для этого действия [5]. Для конкретизации неполадок нами предложено дерево неполадок экстракционной колонны, представленное на рисунке 2, позволяющее произвести необходимый анализ, включающий следующие этапы:

Этап 1. Формулирование основной проблемы (или проблем) (в данном случае она выражалась в несоответствии (отклонения от регламентных норм) концентрации ценного компонента в экстракте, выявлении факторов, влияющих на протекание процесса в колонне, вызывающих тем самым отклонения от норм выходного продукта).

Этап 2. Просмотр оперативных записей (проведение бесед с опытными операторами для того, чтобы узнать, что они предпринимают, когда возникает такая проблема; определение, какого рода информация необходима для выяснения причин неполадок. На основании этого проводятся обследования (сбор данных о работе колонны в целом).

Этап 3. Выбор и временная установка необходимых приборов для сбора данных.

Этап 4. Сбор ключевых оперативных данных как функций от времени. Анализ показателей приборов и расчетов.

Этап 5. Установление связи между изменениями переменных при работе аппарата. Получение корреляционных зависимостей. Проверка изменения физических параметров с помощью автоматического регулирования.

Этап 6. Моделирование поведения колонны в динамике и статике, оценка неизвестных коэффициентов модели по представительным данным оперативных наблюдений.

Этап 7. Определение необходимых изменений в конструкции аппаратуры, приборах управления и в условиях проведения процесса с целью достижения желаемых результатов.

Этап 8. Проведение скорректированного процесса со сделанными усовершенствованиями и проверка работы установки.

Данные процедуры дают возможность увеличить производительность и повысить эффективность процесса [6]. Таким образом, подход к технологическому объекту как к «черному ящику», то есть без учета процессов, проходящих внутри самого объекта, позволяет создать модель с минимальными затратами на сбор и обработку информации. Для этого на данный момент применяется статистический регрессионный анализ. Основная задача анализа сводится к получению математической модели и оценке влияния каждого фактора на процесс.

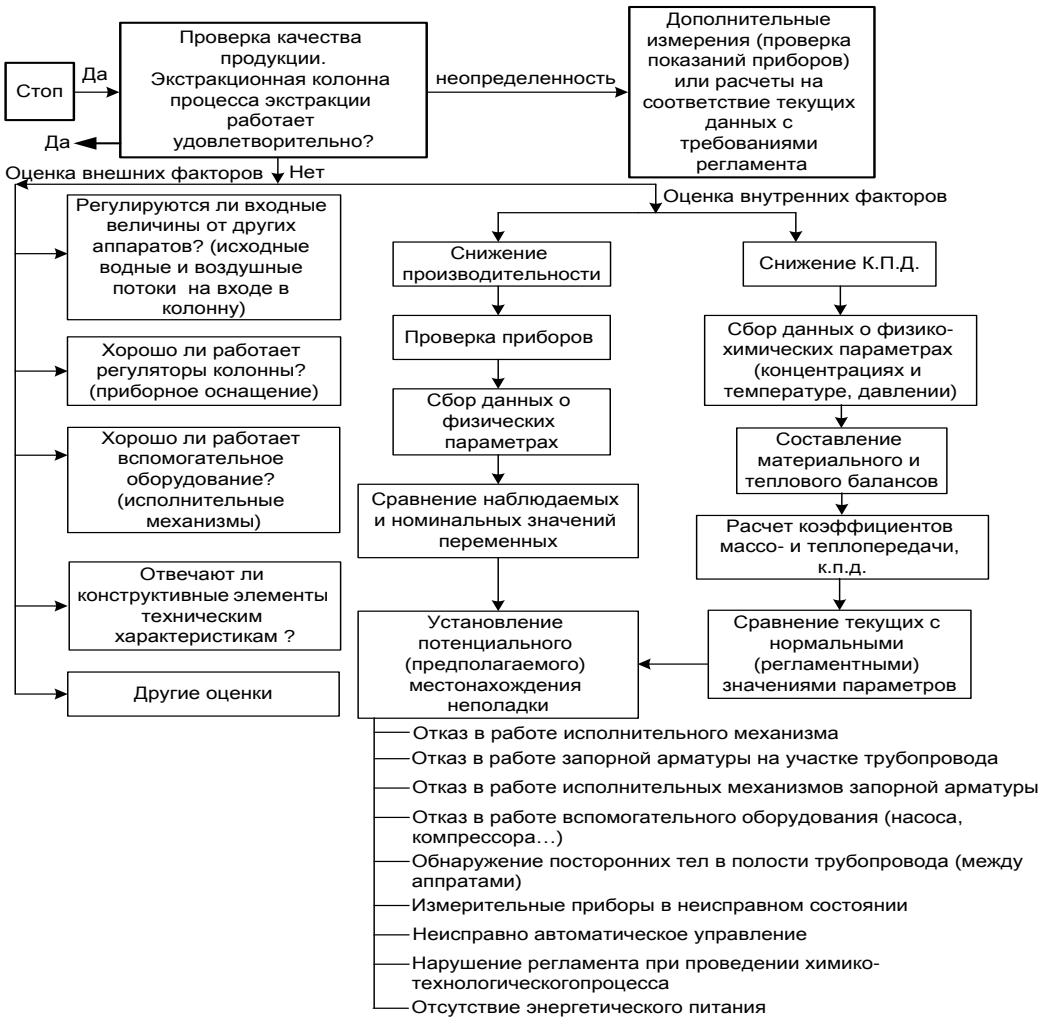


Рисунок 2 – Дерево решений для диагностирования неполадок в экстракционной колонне с пакетной насадкой «ТМ»

Получение математической модели методом регрессионного анализа определяется следующими условиями (предпосылками):

1) точность, с которой задаются независимые переменные x_j, не являющиеся случайными величинами, должна быть высока; к точности измерения параметра оптимизации y (случайной величины) предъявляют менее жесткие требования;

2) каждая из независимых переменных не является линейной комбинацией остальных независимых переменных;

3) интервал между значениями факторов в соседних точках не должен быть меньше или равен ошибке, с которой он задается;

4) значения функции отклика в точках факторного пространства должны определяться независимо друг от друга;

5) в исследуемом интервале изменения факторов дисперсии воспроизводимости должны быть однородными.

Выводы

1 Исследованы причины отклонений работы экстракционного оборудования от регламентных норм, проанализированы дефекты при эксплуатации исследуемого оборудования [7].

2 Проведен анализ данных, задействованных в процессе экстракции [8].

3 Разработан алгоритм диагностики работы оборудования химико-технологического процесса с применением метода математической статистики.

4 Проведена апробация методики в производственных условиях.

Список литературы

1 Афанасьева Т.А., Блиничев В.Н. Надежность химико-технологических производств. – Иваново, 2007. – 199 с.

2 Описание изобретения к авторскому свидетельству (19) SU (11) 1379968 A1, (51) 4 B 01 D 3/22, 11/04 «Массообменная тарелка» («ТМ»).

3 Кривопустов С.И. Диагностика работы экстракционного оборудования // Актуальные проблемы химической технологии и подготовки кадров: Матер. Всеросс. научно-практ. конф. – Уфа: УГНТУ, 2006. – С. 262-265.

4 Кафаров В.В., Глебов М.Б. Математическое моделирование основных процессов химических производств: учеб. пособие для вузов. – М.: Высш. шк., 1991. – 400 с.

5 Кривопустов С.И., Пищулин В.П. «Диагностика оборудования по отклонениям в момент ведения химико-технологического процесса» Материалы отраслевой научно-практической конференции молодых специалистов и аспирантов «Молодежь ЯТЦ: наука и производство» 13-17 ноября 2007 г. – г. Северск: Изд. СГТА, 2007. – 263 с.

6 Химмельблау Д., Обнаружение и диагностика неполадок в химических процессах: Пер. с англ. – Л.: Химия, 1983. – 352 с.

7 Кривопустов С.И., Пищулин В.П. «Анализ работоспособности экстракционной колонны» Журнал «Известия Томского политехнического университета». – 2009. – Т. 315, № 3.– 187 с.

8 Кривопустов С.И., Пищулин В.П. «Разработка методики диагностирования работы пульсационного экстрактора» Инновационные технологии атомной энергетики и промышленности: Сборник статей, посвященный 50-летию Северской государственной технологической академии. – Северск: Изд. СГТА, 2009. – 272 с.

РАЗРАБОТКА МАТЕМАТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ ПРОЦЕССОВ В ЭКСТРАКЦИОННЫХ КОЛОННЫХ АППАРАТАХ

Кривопустов С.И.[1], Пищулин В.П.[2], Брендаков В.Н.[2], Теровский С.В.[2]
[1]ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
[2]ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: Sergey-Krivopustov@rambler.ru

Современное химическое производство представляет собой сложную химико-технологическую систему (ХТС), состоящую из большого количества аппаратов и технологических связей между ними. Следовательно, разработка и эксплуатация производства – ХТС – требует знания как общего подхода к проблеме, так и большого количества вопросов, непосредственно связанных с ХТС.

При разработке новой ХТС или модернизации существующей, основная задача заключается в создании высокоэффективного химического производства, то есть такого объекта химической промышленности, который позволит получать продукцию заданного качества в требуемом объеме наиболее экономически целесообразным путем. При эксплуатации существующей ХТС необходимо таким образом управлять производством, чтобы при высокой производительности и низких капитальных и текущих затратах обеспечить получение продукта требуемого качества. Кроме того, при эксплуатации ХТС необходимо не только понимать принципы организации и функционирования производства, заложенные в технологическую схему при ее проектировании, но и учитывать изменение политической обстановки на рынке сырья и продукции. А также, изменения параметров сырья, требования к конечной продукции, изменения параметров работы оборудования вследствие непрерывного расходования его ресурсов, возможных аварий, пусков, остановок и так далее. Это приводит к тому, что начинают предъявляться повышенные требования к качеству инженерной подготовки технологических кадров, которые в будущем будут управлять и проводить реконструкцию производства.

Очень важное место для осуществления требований по эксплуатации, понимания ее принципов организации и функционирования производства, технологической схемы, процессов и так далее, занимают вопросы моделирования химико-технологических систем.

Основной задачей работы является освоение основных принципов и методов синтеза, анализа, моделирования и оптимизации технологических схем реального производства, то есть замкнутых и разомкнутых химико-технологических систем (ХТС) с учетом взаимодействия между аппаратами при существующих технологических и аппаратурных ограничениях, требований по производительности и качеству продукции.

В работе рассматривается построение математической модели процесса экстракции в экстракционной колонне (далее колонна), на основе теоретического анализа исследуемых данных.

Рабочим материалом в экстракционном оборудовании является двухфазная среда, изучение характеристик которой представляется весьма важным при исследовании различных методов интенсификации процесса экстракции, для определения оптимальных режимов работы оборудования [1].

Анализ работы колонны показывает, что одним из основных параметров, позволяющих управлять процессом экстракции в колонне, является расход водной фазы.

Как показывает практика, любая теоретическая модель не может с достаточной точностью описать процесс экстракции в колонне. Скорости течения фаз есть нестационарные функции, изменяющиеся по высоте колонны.

Рассматриваемую экстракционную систему характеризует коэффициент распределения ценного компонента между двумя фазами K_p, определяемый как отношение концентраций компонента в органической и водной фазах.

$$K_p = \frac{C_{\text{орг.}}}{C_{\text{вод.}}}$$

где $C_{орг}$ – концентрация ценного компонента в органической фазе; $C_{вод}$ – концентрация ценного компонента в водной фазе.

Чем выше K_p, тем больше количество ценного компонента можно извлечь из одной фазы в другую за одну операцию экстракции, где главную роль играет экстракционная способность экстрагента. Однако величина K_p в общем случае зависит не только от свойств экстрагента, но и от многих других факторов: концентрации распределяемого вещества (ценного компонента) в исходном водном растворе, наличия кислот и солей, природы разбавителя, состава экстрагируемого комплекса и тому подобное.

Анализ работы экстракторов, как объекта управления с его контролируемыми параметрами требует разработки математического описания технологического процесса экстракции, ориентированного на получение количественной оценки, основных свойств надежности, эффективности и оптимизации работы каскада экстракционных колонн. Сложность математического моделирования экстракционных процессов в колонных аппаратах требует новых подходов к обоснованию физико-химических процессов и к использованию математических методов [2].

В данной работе использована дифференциальная модель процесса экстракции, записанная в дифференциальной форме, в отличие от работы В.В. Кафарова [1], где она рассматривается в алгебраической форме [3]. Данную алгебраическую форму можно взять за основу для вновь создаваемой модели. После проведения математических преобразований получаем уравнения переноса для каждой из фаз (водной и органической):

$$U_{\text{вод.}} \frac{dC_{\text{вод.}}}{dZ} = D_{\text{вод.}} \frac{d^2C_{\text{вод.}}}{dZ^2} - J,$$

где $U_{\text{вод.}} \frac{dC_{\text{вод.}}}{dZ}$ – конвективный перенос в водной фазе на молекулярном уровне; $D_{\text{вод.}} \frac{d^2C_{\text{вод.}}}{dZ^2}$ – диффузионный перенос в водной фазе на молекулярном уровне.

$$U_{\text{орг.}} \frac{dC_{\text{орг.}}}{dZ} = D_{\text{орг.}} \frac{d^2C_{\text{орг.}}}{dZ^2} + J,$$

где $U_{\text{вод.}} \frac{dC_{\text{вод.}}}{dZ}$ – конвективный перенос в органической фазе на молекулярном уровне;

$D_{\text{вод.}} \frac{d^2C_{\text{вод.}}}{dZ^2}$ – диффузионный перенос в органической фазе на молекулярном уровне;

j – поток массообмена, пропорциональный градиенту концентрации продукта между фазами в точке потока, по аналогии формулы для потока [1]:

$$J = k_m \cdot (C_{\text{вод.}} - C_{\text{орг.}}),$$

где k_m – коэффициент объемной массопередачи, учитывающий молекулярную и конвективную диффузию при моделировании процесса экстракции, изменяющейся по высоте экстрактора, согласно параболическому закону.

Окончательный вид модели нами получен на основе подбора коэффициентов продольного перемешивания и объемной массопередачи, в соответствии с данными регламентного режима работы колонны. Проведенный анализ процесса массопередачи, позволяет установить влияние различных параметров процесса экстракции на характеристики конечных продуктов разделения: экстракта и рафината.

В данном случае, коэффициент объемного массообмена представляется в параболическом виде (функции) K_{max}, где является скалярной транспортабельной субстанцией и характеризует максимальное значение коэффициента объемного (интенсивного процесса) массообмена, как величина переносимая (пассивная) не имеющая направление.

Функциональный принцип коэффициента K_{max} заключается в том, что его увеличение ведет к увеличению роли массообмена, для изменения концентрации в данной точке по сравнению с дифференциальным переносом концентрации в точке. K_{max} – коэффициент определяющий отношение между дифференциальным переносом концентрации за счет массообмена. На рисунке 1 показана зависимость изменения концентрации ценного компонента в органической и в водной фазе (экстракте и рафинате) по высоте экстракционной колонны от изменения коэффициента, при разных значениях K_{max} в интервале 0,5…2,0.

В качестве варьируемых параметров использовались данные о концентрации ценного компонента в водной фазе на входе в колонну, расходах органической и водной фаз – соответственно, определялись концентрации ценного компонента в органической фазе на выходе из колонны.

Решение поставленной задачи позволило описать закономерности процессов в объекте (с определенной достоверностью или с заданной точностью), выполнение расчетов для определения оценки значения K_{max}.

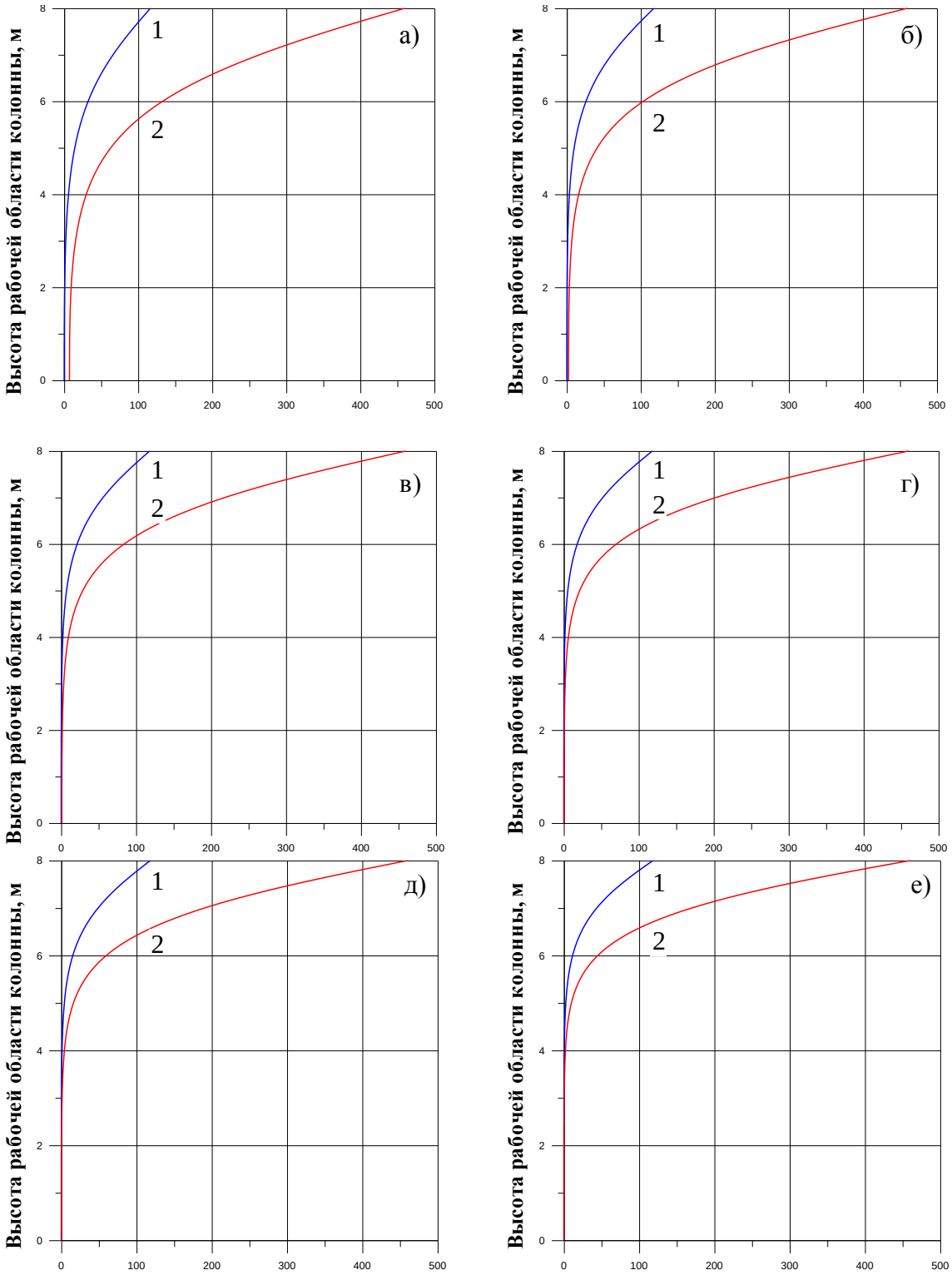
При разработке статистической модели ХТС, математическое описание строилась в виде регрессионных зависимостей выходных от входных параметров объекта, и представляло собой линейное или нелинейное полиномиальное уравнение. В частности при описании распределения (одного) компонента между двумя несмешивающимися растворами использовались полиномиальные уравнения.

В процессе составления статистической модели, выбор параметров для определения функциональной зависимости определялся регрессионным уравнением, которое строилось в соответствии с регламентными значениями по концентрации продукта на выходе из колонны (экстракта), в заданном диапазоне в системе параметрического мониторинга.

На основе режимов технологических параметров, используемых данных изменения выходных параметров от входных, выполнена обработка результатов, с целью получения коэффициентов регрессионного уравнения. В результате имеющихся эмпирических данных и численного расчета получен больший по значению критерий Фишера – F = 4382,871286, который говорит о достоверности построенной модели и адекватности записанного регрессионного уравнения, который имеет следующий вид:

$$C_{\text{орг.}}^{\text{выход.}} = 9{,}1 + 0{,}25 \cdot C_{\text{водн.}}^{\text{вход.}} - 16{,}87 \cdot Q_{\text{орг.}}^{\text{вход.}} + 60{,}55 \cdot Q_{\text{водн.}}^{\text{вход.}}$$

где $C_{\text{орг.}}^{\text{выход.}}$ – концентрация ценного компонента в органической фазе (экстракте);
$C_{\text{водн.}}^{\text{вход.}}$ – концентрация ценного компонента в водном (исходном) (подготовительном растворе к экстракции) растворе; $Q_{\text{орг.}}^{\text{вход.}}$ – расход органической фазы на входе в экстракционную колонну;
$Q_{\text{водн.}}^{\text{вход.}}$ – расход водной фазы на входе в экстракционную колонну.



Концентрация ценного компонента: 1 – в органической фазе; 2 – в водной фазе

Рисунок 1 – График зависимости изменения концентрации ценного компонента в органической и в водной фазе (экстракте и рафинате) по высоте экстракционной колонны от изменения коэффициента K_{max}: а) K_{max} = 0,50; б) K_{max} = 0,75; в) K_{max} = 1,00; г) K_{max} = 1,25; д) K_{max} = 1,50; е) K_{max} = 2,00

В результате теоретического анализа имеющихся данных была предложена уточненная форма дифференциального уравнения, а так же модель процесса экстракции в экстракционной

пульсационной колонне (с массообменными тарелками «ТМ»), на основе теоретического анализа исследуемых данных, записанная в дифференциальной форме с переменными по высоте колонны коэффициента объемного массообмена. Таким образом, полученная (предложенная) модель процесса экстракции позволяет оценить величину параметров и построить регрессионную модель, которая с высокой достоверностью описывает ХТС.

Список литературы

1 Кафаров В.В., Глебов М.Б. Математическое моделирование основных процессов химических производств: учеб. пособие для вузов. – М.: Высш. шк., 1991. – 400 с.

2 Кривопустов С.И., Пищулин В.П. «Исследования основных характеристик надежности технологического процесса экстракции» Инновационные технологии атомной энергетики и промышленности: Сборник статей, посвященный 50-летию Северской государственной технологической академии. – Северск: Изд. СГТА, 2009. – 272 с.

3 Кривопустов С.И., Пищулин В.П., Брендаков В.Н., Трошкин В.П. «Исследование процесса экстракции в колонном экстракторе» Материалы отраслевой научно-практической конференции молодых специалистов и аспирантов «Молодежь ЯТЦ: наука и производство» 9-12 ноября 2009 г. ФГУП «ГХК» – г. Железногорск: ФГУП «ГХК», 2009. – 260 с.

РАЗРАБОТКА РЕАКТОРА АЦЕТАТНОГО ОСАЖДЕНИЯ ДЛЯ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ

Кривопустов С.И.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: Sergey-Krivopustov@rambler.ru

Одним из главных недостатков водно-экстракционной технологии переработки ОЯТ, в частности PUREX-процесса, является сравнительно быстрая деструкция экстрагента в головном экстракционном цикле в высоких радиационных полях раствора ОЯТ. Накопление в оборотном экстрагенте продуктов деструкции экстрагента приводит к ухудшению очистки актиноидов от продуктов деления, к снижению коэффициентов их разделения, накоплению межфазных образований вплоть до «захлебывания» экстракторов.

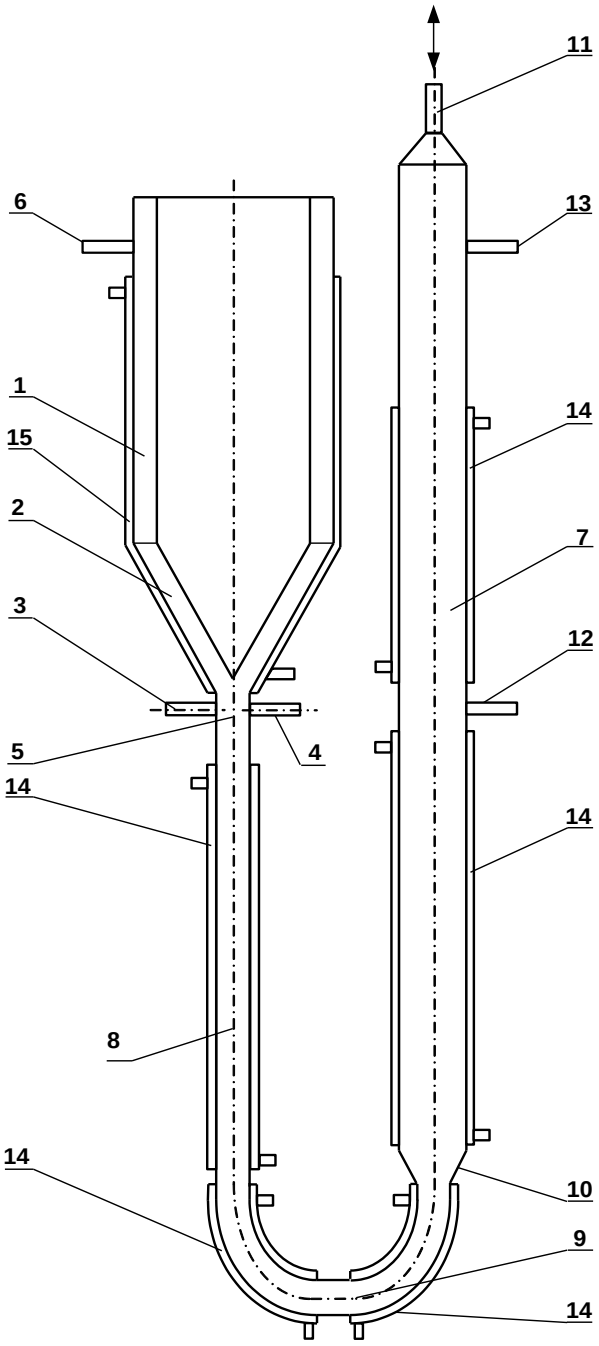
В радиационных полях растворов ОЯТ реагенты ацетатной технологии более устойчивы. В основе ацетатной технологии лежат реакции избирательного осаждения ацетатом натрия из азотнокислых растворов ОЯТ шестивалентных U, Pu и Np [1]; при этом продукты деления остаются в маточнике. Чем выше степень разделения маточника и осадка, тем выше коэффициенты очистки актиноидов от продуктов деления. Ацетатная технология в варианте периодического процесса осаждения характеризуется большим в сравнении с PUREX-процессом объемом образующихся ЖРО и сравнительно низкими коэффициентами очистки U, Pu и Np от продуктов деления. Для улучшения технологических показателей ацетатной технологии предложен реактор непрерывного ацетатного осаждения [2]. Конструкция реактора обеспечивает непрерывное и одновременное проведение следующих операций:

- осаждение из азотнокислого раствора ОЯТ натрийуранилтриацетата, натрийплутонилтриацетата и натрийнептунилтриацетата;
- разделение полученной суспензии отстоем и вывод из реактора ацетатного маточника;
- промывка осадка в режиме многоступенчатой фронтальной промывки;
- растворение промытого осадка в растворе азотной кислоты;
- вывод из ректора целевого продукта – азотнокислого раствора U, Pu и Np.

Конструкция реактора показана на рисунке.

Реактор изготовлен в виде цилиндра U-образной формы и установлен вертикально. На левой стороне реактора размещены патрубки для подачи азотнокислого раствора ОЯТ (4), раствора ацетата натрия (3) и патрубок совместного вывода маточного и отработавшего промывного растворов (6). Правая сторона реактора (7) выполнена в виде трубопровода с секционной нагревательной «рубашкой» (14), с расположенными патрубками подачи раствора азотной кислоты (12) и слива (13). Верхняя часть левой стороны реактора выполнена в виде кольцевой емкости (1) с конусным днищем (2) и нагревательной рубашкой (15), при этом патрубок для подачи раствора ОЯТ (4) и дополнительный патрубок для подачи раствора ацетата натрия (3) расположены под ее конусным днищем.

Левая часть реактора – кольцевая емкость своим конусным днищем (1) соединена U-образным трубопроводом (9) с правой стороной реактора – трубопроводом большего диаметра (7), то есть трубопровод состоит из двух частей разного диаметра с коническим переходом между ними (10). В свою очередь, трубопровод большего диаметра соединен другим концом с патрубком (11) от трубопровода пульсатора.



1 – кольцевая емкость; 2 – конус; 3 – патрубок для подачи раствора ацетата натрия; 4 – патрубок подачи раствора ОЯТ; 5 – зона перемешивания трубопровода меньшего диаметра; 6 – патрубок для выдачи ацетатного маточника; 7 – трубопровод большего диметра; 8 – трубопровод меньшего диаметра; 9 – U-образный трубопровод меньшего диаметра; 10 – переход конический; 11 – патрубок для подачи сжатого воздуха (пульсации); 12 – патрубок подачи азотной кислоты; 13 – патрубок для слива раствора очищенных U, Pu и Np; 14, 15 – «рубашка»

Рисунок – Схема конструкции реактора ацетатного осаждения

Реактор работает следующим образом.

Раствор ацетата натрия через патрубок подачи раствора ацетата натрия (3) и раствор ОЯТ через патрубок подачи раствора ОЯТ (4) непрерывно поступают в зону перемешивания (5). Одновременно через патрубок (12) в трубопровод (7) подают азотную кислоту. Под действием создаваемого пульсатором переменного давления (порционной подачи сжатого воздуха) на «зеркало» раствора в трубопроводе (7), раствор и осадок в реакторе приходит в возвратно-поступательное движение. При возвратно-поступательном движении всего объема жидкости в реакторе и одновременной подаче технологических растворов с высокой эффективностью осуществляются процессы перемешивания, осаждения ацетатов U, Pu и Np, их промывки и растворения.

Полученный раствор очищенных U, Pu и Np частично проходит через слой осадка, отмывая его в режиме противотока, обеспечивая высокую степень очистки актиноидов от осколочных элементов, а оставшаяся часть раствора очищенных U, Pu и Np выводится из реактора через патрубок (13).

Реактор может быть выполнен в ядерно-безопасном исполнении.

Ацетатная очистка U, Pu и Np в реакторе предложенной конструкции [2] по своим технологическим показателям (объему ЖРО, коэффициентам очистки актиноидов от осколков деления) приближается к показателям PUREX-процесса, а по устойчивости реагентов к радиационному поражению превосходит его.

Список литературы

1 Пат. Великобритании 839191, опубликован 29.06.1960.

2 B01D9/02, C01G43/00, № 2010102639 ФИПС дата приоритета 26.01.2010 г., Заявка на предполагаемое изобретение, рег. № 2564 от 24.11.2009 г.

ИССЛЕДОВАНИЕ САУ ТЕМПЕРАТУРОЙ РЕАКЦИОННОЙ ЗОНЫ АКТ, СПРОЕКТИРОВАННОЙ МЕТОДОМ СТРУКТУРНО-ПАРАМЕТРИЧЕСКОГО СИНТЕЗА

Криницын Н.С., Байдали С.А., Дядик В.Ф.
ГОУ ВПО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет», г. Томск
E-mail: kns@tpu.ru

Одним из направлений федеральной программы развития энергопромышленного комплекса России на 2007-2010 г. и на перспективу до 2015 г. является ускоренное развитие ядерной энергетики страны (постановление Правительства РФ от 6 октября 2006 г. № 605). В связи с этим возникает задача повышения производительности и эффективности работы предприятий по производству ядерного топлива для АЭС и улучшения их показателей по безопасности и экологичности.

Гексафторид урана (ГФУ) является одним из основных промежуточных продуктов в ядерном топливном цикле (ЯТЦ). Уникальные свойства ГФУ, успешно применяются в газодиффузионных и центробежных процессах разделения изотопов урана с целью получения продукта, обогащенного изотопом U^{235}.

В настоящее время сотрудниками кафедры «Электроника и автоматика физических установок» ведутся работы по модернизации системы управления производством гексафторида урана ПГУ на сублиматном заводе ОАО «СХК». В частности разрабатывается система управления для удержания в заданном диапазоне концентрации избыточного фтора на выходе пламенного реактора (ПР) и стабилизации температуры реакционной зоны аппарата комбинированного типа (АКТ) [1].

В результате анализа ПГУ были выделены входные и выходные координаты ПР и АКТ, из которых в качестве управляемой была выбрана температура реакционной зоны АКТ, а управляющей – концентрация фтора на выходе ПР.

Далее были проведены экспериментальные исследования на производстве посредствам которых были получены параметры ПР, описываемого передаточной функцией инерционного звена первого порядка с запаздыванием:

$$W_{\text{ПР}}(s) = \frac{K_{\text{ПР}} e^{-\tau_{\text{ПР}} s}}{T_{\text{ПР}} s + 1}\ , \qquad (1)$$

где $K_{\text{ПР}}$ = -0,3; $T_{\text{ПР}}$ = 47 с; $\tau_{\text{ПР}}$ = 85 с.

Идентификация АКТ по кривой разгона была затруднена из-за невозможности создания типового входного воздействия на входе АКТ. Для этого был произведен обзор методов идентификаций по реакции на нетиповое входное воздействие. Обзор показал, что существующие методы идентификации либо не применимы, либо не обеспечивают требуемую точность идентификации. Поэтому был разработан метод, основанный на теории временных рядов, позволяющий проводить идентификацию по реакции на произвольное входное воздействие. На основе данного метода, с использованием при расчете запаздывания свойств взаимной корреляционной функции, были рассчитаны параметры АКТ, описываемого передаточной функцией инерционного звена первого порядка:

$$W_{\text{АКТ}}(s) = \frac{K_{\text{АКТ}} e^{-\tau_{\text{АКТ}} s}}{T_{\text{АКТ}} s + 1}\ ,$$

где $K_{\text{АКТ}}$ = 35,3; $T_{\text{АКТ}}$ = 195 с; $\tau_{\text{АКТ}}$ = 194 с.

Следующим этапом работы был синтез структуры САУ температурой реакционной зоны АКТ [2]. Структурная схема разработанной каскадной САУ представлена на рисунке 1.

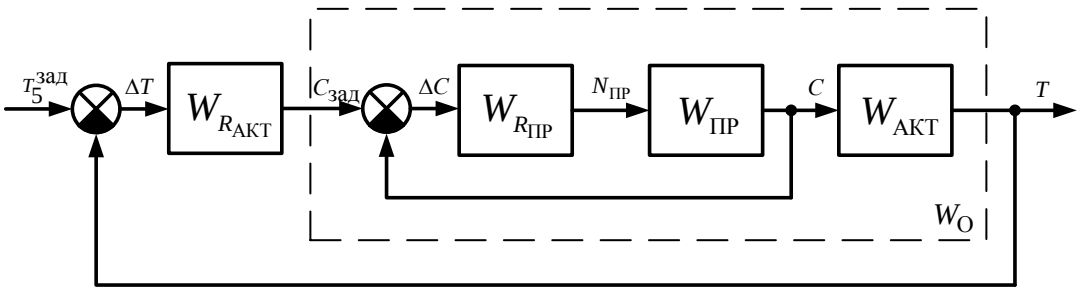


Рисунок 1 – Структурная схема САУ температуры реакционной зоны АКТ

Внутренний контур состоит из ПР и регулятора $R_{\text{ПР}}$, а внешний из АКТ и регулятора внешнего контура $R_{\text{АКТ}}$ которые описываются соответствующими передаточными функциями.

Для расчета каскадных САУ был выбран метод последовательного расчета, с применением критерия оптимального модуля, который в данной работе был распространен на нетиповые звенья.

В результате расчета системы были получены параметры настройки регуляторов при различных законах регулирования во внутреннем и внешнем контурах (таблица 1).

Таблица 1 – Рассчитанные параметры настройки регуляторов разработанной САУ

Закон регулирования		Параметры R1			Параметры R2		
АКТ	ПР	K	$T_и$	$T_д$	K	$T_и$	$T_д$
ПИ	ПИ	0,01	217,8	–	1,28	57,4	–
ПИ	ПИД	0,01	206,9	–	2,35	77,2	19
ПИД	ПИ	0,02	296,8	77,16	1,28	57,4	–
ПИД	ПИД	0,02	268,7	74,25	2,35	77,2	19

С помощью разработанных в пакете MATLAB модели и программы были произведены дальнейшие исследования рассчитанных систем управления.

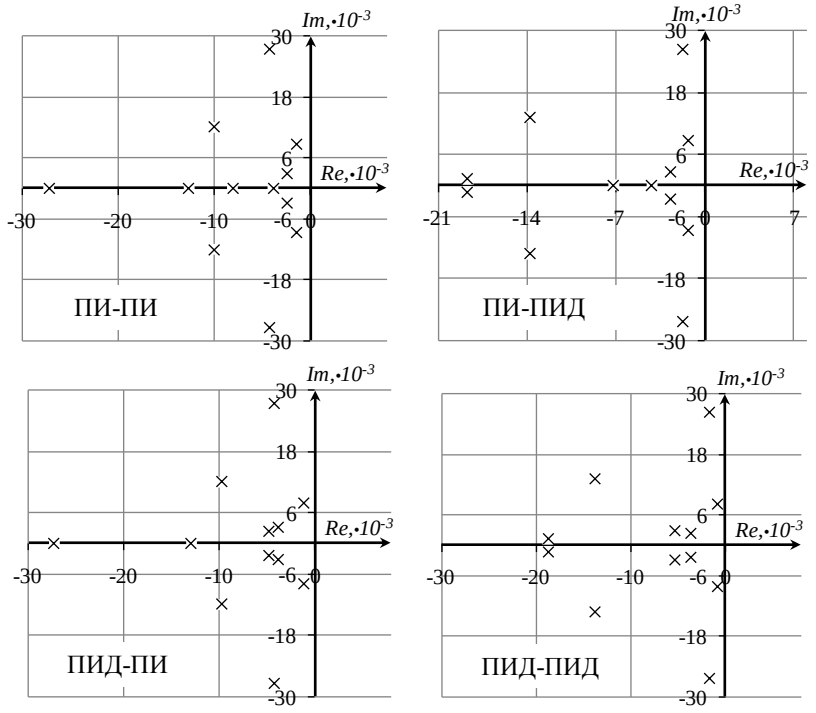


Рисунок 2 – Корни характеристических уравнений систем с различными законами регулирования

Согласно условию устойчивости Ляпунова, корни характеристического уравнения устойчивой системы должны лежать в левой части комплексной плоскости. Следовательно, согласно данным представленным на рисунке 2, все рассчитанные системы являются устойчивыми.

Для выбора наилучших законов регулирования в обоих контурах, была произведена проверка качества регулирования рассчитанных систем. Первым этапом было исследования реакции систем с различными законами регулирования во внешнем и внутреннем контурах на скачкообразное изменение уставки (рисунок 3).

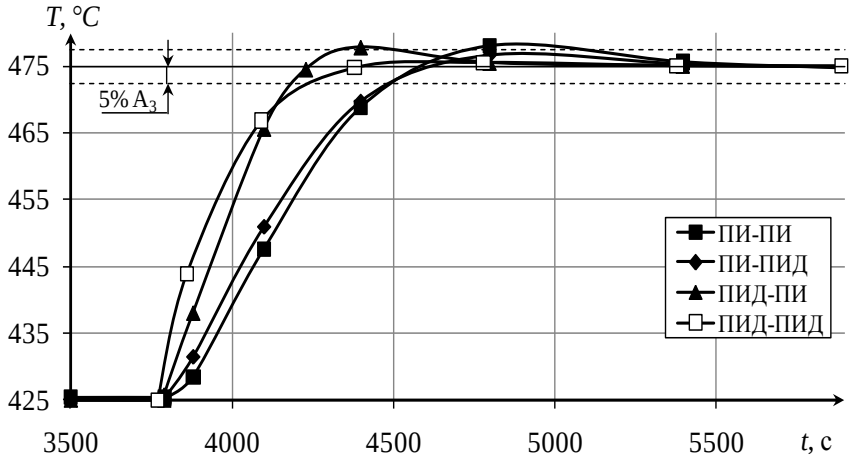


Рисунок 3 – Переходные процессы рассчитанных систем отрабатывающих скачкообразное изменение уставки

Далее была проведена проверка качества рассчитанных систем. Для этого исследовались реакции систем при отработке ими скачкообразного возмущения, вносимого по концентрации фтора на выходе ПР (рисунок 4).

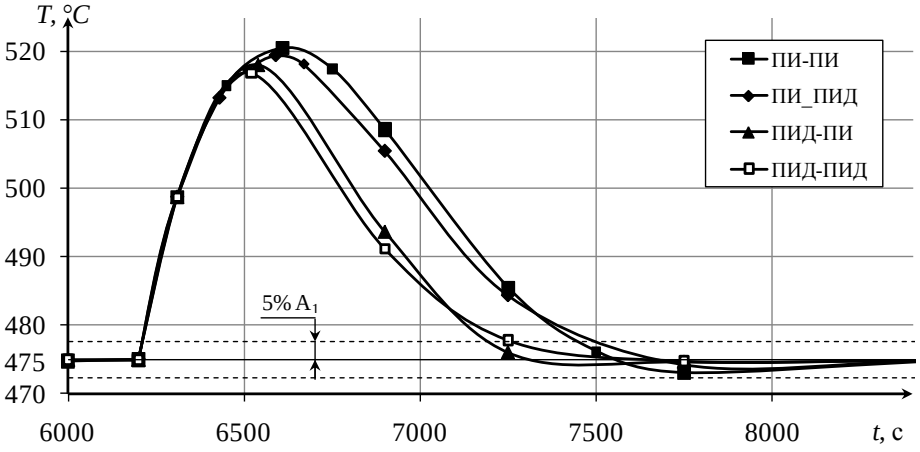


Рисунок 4 – Переходные процессы рассчитанных систем отрабатывающих возмущение по концентрации

Из рисунка 4 видно, что наилучшую отработку возмущений обеспечивает система с ПИД законом регулирования в обоих контурах.

Для окончательного выбора законов регулирования каскадной САУ, была проведена их проверка на грубость при 20-и % варьировании параметров объектов. Построенные области показателей качества систем представлены на рисунке 5.

Наиболее грубыми оказались системы с ПИ-ПИД и ПИД-ПИД законами регулирования. Параметры настройки внешнего контура: K = 0,02; $T_и$ = 268,7; $T_д$ = 74,3. Параметры настройки внутреннего контура: K = 2,35; $T_и$ = 77,2; $T_д$ = 19.

Синтезированная каскадная САУ температурой реакционной зоны АКТ обеспечивает требуемое качество регулирования и является грубой к изменению параметров объектов регулирования.

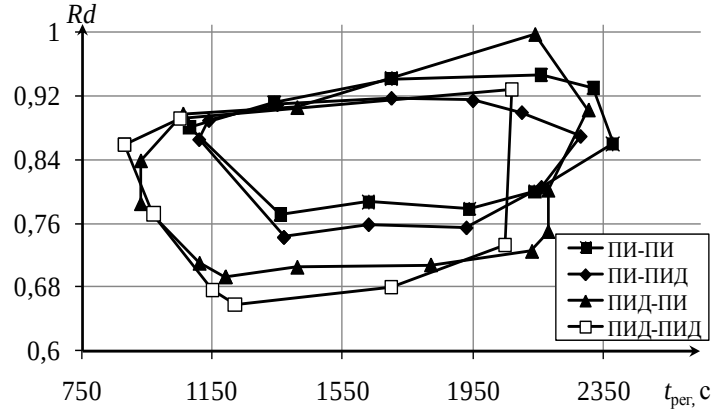


Рисунок 5 – Области показателей качества рассчитанных систем

В настоящее время на сублиматном заводе ОАО «СХК» проводятся опытно-промышленные испытания разработанной САУ в составе системы управления комплекса аппаратов ПР и АКТ.

Список литературы

1 Дядик В.Ф. Цели управления технологическими процессами производства гексафторида урана. Синтез системы прямого цифрового управления узлом фторирования // Известия вузов. Физика. – 2000. – № 5. – С. 91-96.

2 Гудвин Г.К. Проектирование систем управления / Г.К. Гудвин, С.Ф. Гребе, М.Э. Сальгадо. – М.: БИНОМ. Лаборатория знаний, 2004. – 911 с.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ КРЕМНИЯ В ГЕКСАФТОРИДЕ УРАНА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СОВРЕМЕННЫХ МАСС-СПЕКТРОМЕТРОВ С ИНДУКТИВНО-СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ

Кузьмина Н.В., Голик В.М., Трепачев С.А., Голик С.В.
ОАО «Уральский электрохимический комбинат», г. Новоуральск
E-mail: czl@ueip.ru

Для обеспечения качества гексафторида урана (ГФУ), обогащенного по изотопу уран-235, в соответствии с требованиями международных стандартов и спецификаций в Центральной заводской лаборатории (ЦЗЛ) действует система аналитического контроля на всех стадиях производства. Как правило, для этого используют методики измерения на базе масс-спектрометров с индуктивно-связанной плазмой.

Согласно литературным данным [1-5], наиболее существенное ограничение на применение метода масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой, препятствующее определению низких содержаний кремния в различных объектах накладывают спектральные наложения, вызываемыми фоновыми полиатомными ионами (см. таблицу 1). Эти ионы согласно [5] образуются из элементов, содержащихся в плазмообразующем газе, атмосферном воздухе и воде (Ar, C, N, O, H). Поскольку полиатомные ионы имеют почти такую же величину отношения массы к заряду, что ионы кремния аналитические сигналы на массах основных изотопов кремния представляют собой суммарные неразрешенные пики. В таких условиях определение низких содержаний кремния выполнить проблематично – точность определения и пределы обнаружения значительно ухудшаются.

Существуют различные способы снижения влияния спектральных наложений на результаты анализа и повышения чувствительности. К ним относятся: подбор оптимальных параметров работы масс-спектрометра, модификация состава плазмообразующего газа, использование альтернативных способов ввода образца, прямое разделение по массам изотопа определяемого элемента и мешающих ионов с использованием масс-спектрометров высокого разрешения, деструкция полиатомных ионов с последующей фильтрацией продуктов распада до входа в масс-анализатор с использованием устройств для проведения ионно-молекулярных реакций – динамических реакционных ячеек.

Таблица 1 − Основные спектральные наложения полиатомных ионов для изотопа кремния ^{28}Si [5]

Изотоп	Массовое число, а.е.м.	Спектральные наложения	Массовое число, а.е.м.	m/Δm, отн.ед.
^{28}Si	27,9769	$^{14}N^{14}N^{+}$	28,0061	958
		$^{12}C\,^{16}O^{+}$	27,9949	1557
		$^{12}C_2H_4^{+}$	28,0313	515

Примечание к таблице 1 – Из всех природных изотопов кремния для измерений на масс-спектрометре был выбран изотоп с массовым числом 28. Этот изотоп имеет наибольшую природную распространенность (92,83 %).

Анализируя данные таблицы 1, необходимо отметить, что проблема наложения пиков кремния и молекулярных ионов, может быть легко решена повышением разрешающей способности прибора (m/Δm) до 1000…2000 ед. в связи с тем, что существует разница в массах (~ 0,02 а.е.м.) между изотопами кремния и изотопами полиатомных ионов, вызывающих наложения (рисунок 1).

Также, согласно литературным данным [3-5], проблему наложения пиков можно решить при использовании масс-спектрометров, оснащенных динамической реакционной системой (ДРС). В системе ДРС используется дополнительный квадруполь – ячейка, расположенная между системой ионных линз и квадрупольным масс-анализатором, в которую подается постоянный поток реакционно-способного молекулярного газа. Полиатомные ионы взаимодействуют с молекулами газа и устраняются из потока ионов. Помимо проведения ионно-молекулярных реакций, электрические параметры квадруполя ячейки позволяют осуществлять эффективную фильтрацию продуктов реакций – мешающих ионов с массами, близкими к массе иона определяемого элемента, что уменьшает общий фон и увеличивает стабильность сигналов. Селективность реакций достигается выбором реакционного газа. Согласно расчетным (см. таблицу 2) и экспериментальным данным аммиак является наиболее

подходящим реакционным газом для ИСП-МС определения содержания кремния по изотопу ^{28}Si. Наиболее эффективными ионно-молекулярными реакциями являются реакции передачи заряда полиатомных ионов аммиаку.

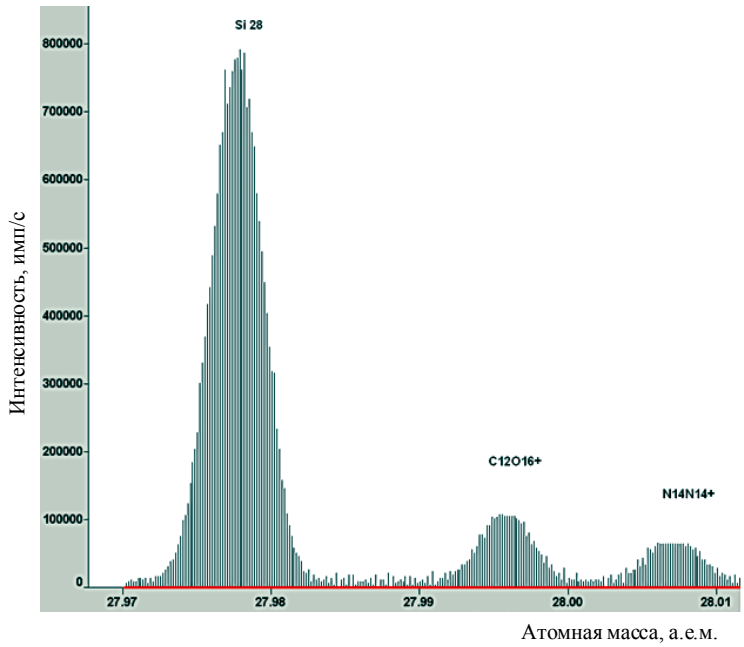


Рисунок 1 – Участок масс-спектра на массе 28 а.е.м. полученный в режиме высокого разрешения (m/Δm = 4000) на масс-спектрометре ELEMENT-2

Таблица 2 – Термодинамические и кинетические характеристики ионно-молекулярных реакций полиатомных ионов на массе 28 а.е.м. с аммиаком

Полиатомный ион	Продукты ионно-молекулярной реакции	Энтальпия реакции, ΔH_r, ккал/моль	Константа скорости реакции, k_r, $см^3$/молекула·с [6]
N_2^+	$N_2 + NH_3^+$ $N_2H^+ + NH_2$	-124,99 Нет данных	$2{,}02 \cdot 10^{-9}$ $1{,}80 \cdot 10^{-9}$
CO^+	$CO + NH_3^+$ $HCO^+ + NH_2$	-78,4 -41,18	$2{,}04 \cdot 10^{-9}$ Нет данных
$C_2H_4^+$	$NH_3^+ + C_2H_4$ $NH_4^+ + CHCH_2$	-7,84 -26,94	$1{,}80 \cdot 10^{-9}$ $2{,}06 \cdot 10^{-9}$

Как видно из рисунка 2, использование режима ДРС приводит к существенному снижению фонового сигнала от полиатомных ионов на массе основного изотопа кремния (28 а.е.м.). Увеличение сигналов на массах 29, 30 а.е.м. вызвано образованием новых ионов, являющихся продуктами побочных реакций и вызывающих новые наложения на этих массах.

Средства измерения

Для разработки методики масс-спектрометрического с ИСП определения содержания кремния в урановых материалах в качестве средства измерения использовали масс-спектрометр высокого разрешения ELEMENT-2 производства фирмы Thermo Electron, в котором используется масс-анализатор с двойной фокусировкой, и квадрупольные масс-спектрометры ELAN DRC II фирмы Perkin Elmer Sciex, XSeries фирмы Thermo Electron.

Масс-спектрометр ELEMENT-2 позволяет работать с использованием трех фиксированных значений разрешающей способности (m/Δm = 300, 4000, 10000). Масс-спектрометр ELAN DRC II позволяет работать в стандартном режиме (без напуска реакционного газа в ячейку) и в режиме работы ячейки, заполненной реакционным газом.

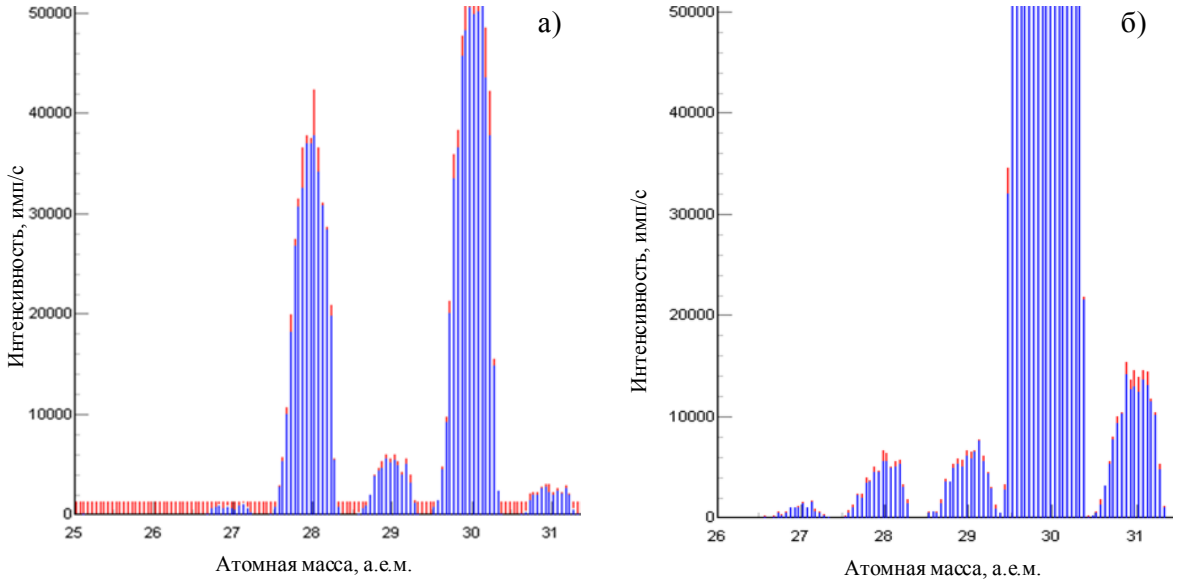


Рисунок 2 – Участок масс-спектра урансодержащего раствора в диапазоне масс от 26 до 35 а.е.м.: а) в стандартном режиме; б) – в режиме ДРС

Для предотвращения загрязнения анализируемых растворов кремнием процедура подготовки и ввода проб исключала использование стеклянной посуды и стеклянных (кварцевых) деталей в системе ввода проб. Для выполнения измерений использовали распылительную камеру и распылитель, изготовленные из кислотоустойчивого пластика. Для приготовления растворов использовали полипропиленовые мерные колбы фирмы VitLab.

Для снижения содержания кремния в урансодержащей основе было предложено проводить дополнительную очистку раствора уранилфторида методом отгонки летучих соединений кремния (SiF_4). Навеску раствора уранилфторида, полученного гидролизом отвального ГФУ массой не менее 2,5 грамма по урану помещали в платиновую лодочку и выпаривали ее содержимое досуха при температуре 160 °С под инфракрасным нагревателем. Сухой остаток после выпаривания растворяли в деионизованной воде и количественно переносили в полипропиленовую колбу вместимостью 50 мл. Применение данного способа очистки позволило улучшить соотношение аналитического сигнала кремния к фоновому в три раза.

Результаты и их обсуждение

В результате проведенных исследований авторами разработаны эффективные методики прямого ИП-МС определения массовой доли кремния в урановых материалах с использованием современных масс-спектрометров с ИСП: ELEMENT-2, ELAN DRC II и X Series.

Показана практическая возможность устранения влияния полиатомных наложений при измерениях содержания кремния на массе 28 а.е.м в режиме среднего ($m/\Delta m = 4000$) разрешения и режиме динамической ячейки, заполненной реакционным газом аммиаком. Как видно из рисунков 1, 2 пики, соответствующие изотопам ^{28}Si и $^{12}C^{16}O$, $^{14}N_2$ полностью разрешены при использовании масс-спектрометра ELEMENT-2, а фоновый сигнал от полиатомных ионов на массе основного изотопа кремния (28 а.е.м.) существенно уменьшен при помощи динамической реакционной ячейки масс-спектрометра ELAN DRC II, что позволяет проводить уверенные измерения содержания кремния.

В работе было изучено влияние параметров работы масс-спектрометра − мощности плазмы и расхода распыляющего газа на аналитические сигналы кремния. Результаты эксперимента показали (рисунок 3), что максимальная чувствительность аналитического сигнала кремния достигается при мощности ВЧ генератора 1200 Вт – в режиме высокого разрешения на масс-спектрометре ELEMENT-2, 1400 Вт в режиме ДРС на масс-спектрометре ELAN DR II, 1500 Вт – в стандартном режиме на масс-спектрометре XSeries, при этом оптимальное значение расхода распыляющего газа составили соответственно 0,96 $дм^3$/мин, 0,83 $дм^3$/мин и 0,9 $дм^3$/мин.

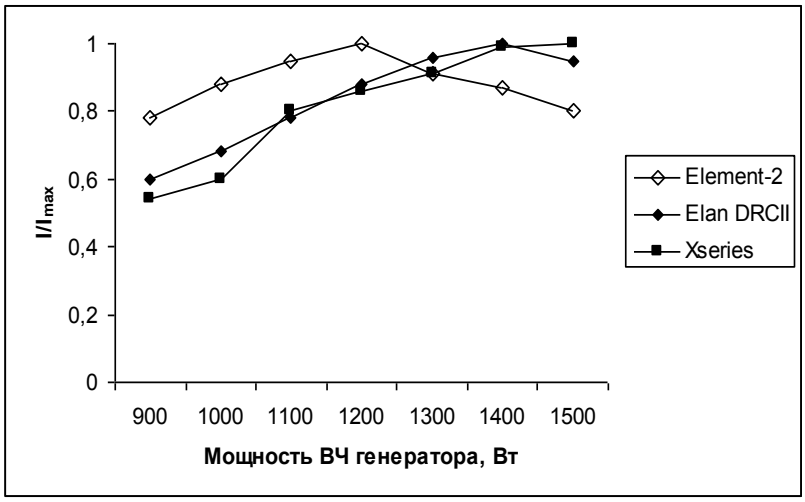


Рисунок 3 – Зависимости относительного аналитического сигнала (I/I_{max}) от мощности ВЧ генератора

Исследовано влияние урановой матрицы на аналитический сигнал кремния, при измерениях выполненных на различных масс-спектрометрах. Результаты экспериментов показали (см. рисунок 4), что независимо от типа масс-спектрометра подавляющее влияние урана наблюдается уже при его концентрации 0,1 г/дм^3, а при концентрации урана 1 г/дм^3 интенсивность сигнала кремния уменьшается в ~10 раз.

Количественный анализ в этих условиях возможен только при выравнивании содержания урана в анализируемых и градуировочных растворах.

Выполнена оценка пределов обнаружения кремния в урановых материалах. При массовой концентрации урана в растворе, равной 1 г/дм^3, эксперименально достигнутые пределы составили 2, 3 и 5 мкг/г урана для режима высокого разрешения, ДРС и стандартного режима соответственно. Оценку пределов обнаружения проводили по результатам анализа «холостых» проб по 3-сигма критерию при n = 10

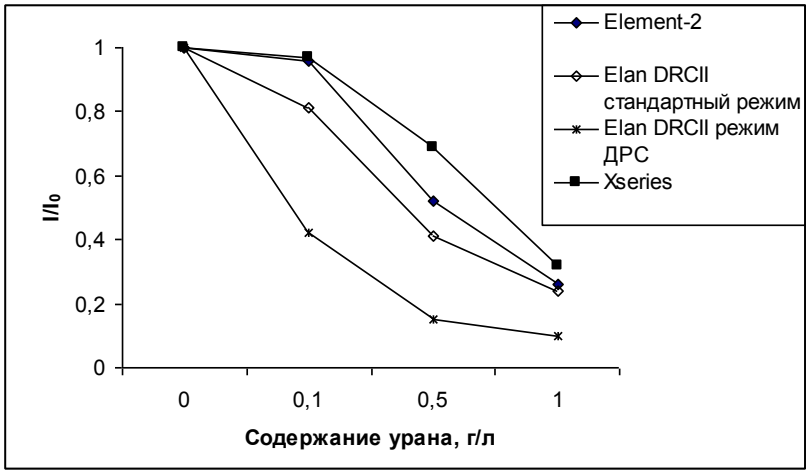


Рисунок 4 – Зависимость аналитического сигнала изотопа кремния от концентрации урана в растворе. Зависимости приведены в нормализованных координатах, где: I – сигнал аналита в присутствии урана; I_0 – сигнал аналита без урана

Правильность полученных результатов подтверждена анализом аттестованных смесей, приготовленных на основе гидролизованного ГФУ и стандартных образцов. Произведена оценка характеристики случайной погрешности разработанных МВИ в диапазоне от 10 мкг/г урана до 100 мкг/г урана. Величина СКО вблизи нижней границы диапазона не превышает 19 %.

Разработанные методики отличаются минимальными трудозатратами, высокой чувствительностью, не требуют отделения урановой матрицы и успешно применяются для анализа проб ГФУ, поставляемого зарубежным заказчиком. Предложены к внедрению в систему аналитического контроля ЦЗЛ УЭХК.

Список литературы

1 Wildner H. Application of inductively coupled plasma sector field mass spectrometry for the fast and sensitive determination and isotope ratio measurement of non-metals in high-purity process chemicals / H. Wildner // Journal of Analytical Atomic Spectrometry. – 1998. – Vol. 13, № 6. – P. 573-578.

2 Vanhaecke F. Determination of trace and ultratrace elements in human serum with a double focusing magnetic sector inductively coupled plasma mass spectrometer / J. Riondato, F. Vanhaecke, L. Moens and R. Dams // Journal of Analytical Atomic Spectrometry. – 1997. – Vol. 12, № 9. – P. 933-937.

3 Ben-Younes M. Effectiveness of ammonia in reducing carbon-based polyatomic ion interferences in electrothermal vaporization collision cell inductively coupled plasma mass spectrometry / M. Ben-Younes, D. Conrad Gregoire, C.L. Chakrabarti // Spectrochimica Acta Part B. – 2003. – № 58. – P. 361-372.

4 Liua Hui-tao. Dynamic reaction cell inductively coupled plasma mass spectrometry for determination of silicon in steel / Hui-tao Liua, Shiuh-Jen Jiang // Spectrochimica Acta Part B. – 2003. – № 58. – P. 153-157.

5 Пупышев А.А. Спектральные помехи полиатомных ионов в методе масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой / А.А. Пупышев, Е.Н. Эпова // Аналитика и контроль. – 2001. – Т. 5, № 4. – С. 335-368.

6 Anicich V.G. An Index of the Literature for Bimolecular Gas Phase Cation-Molecule Reaction Kinetics., National Aeronautics and Space Administration // Jet Propulsion Laboratory California Institute of Technology. – Pasadena, California, 2003. – 1172 p.

МОДИФИЦИРОВАНИЕ КЛЕЕВЫХ СОЕДИНЕНИЙ НА ОСНОВЕ ЭПОКСИДНЫХ СМОЛ УГЛЕРОДНЫМИ НАНОЧАСТИЦАМИ

Луконин С.Е., Мазин В.И., Мартынов Е.В., Фортуна С.В.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: pensi0ner@sibmail.com

Современные нанокомпозитные материалы из углепластиков заняли прочное место в ряду материалов для авиационной и космической промышленности, а также при создании высокоскоростных агрегатов атомной техники. Их удельная масса в конструкциях планеров, легких самолетов и современных лайнеров составляет более 50 % (например, Боинг 787, Аэробус А350), а суммарная площадь поверхности деталей, выходящих на внешний контур планера – 80 %. Такому изменению материального баланса способствовали исключительно высокие свойства полимерных нанокомпозиционных материалов, особенно если нагрузка на деталь действует в направлении ориентации углеродного волокна. Однако высокие значения этих показателей достигаются главным образом за счет повышения характеристик армирующего наполнителя. Углеродное волокно принято считать нанокомпозитом, в котором определенным образом ориентированы нанокристаллиты, соединенные между собой турбостратным углеродом аморфной структуры.

Иначе сложилось с другим компонентом композитов – полимерной матрицей: ее упруго-прочностные характеристики на порядок уступают аналогичным показателям конструкционных волокон. Наиболее уязвимыми детали из слоистых углекомпозитов оказываются в тех случаях, когда направление прикладываемой механической нагрузки совпадает с направлением углеродных волокон в армирующих слоях. Обнадеживающая перспектива появилась с открытием способов повышения характеристик полимерных матриц конструкционных композитов модифицированием их состава углеродными наночастицами (УНЧ): фуллеренами C_{60}, C_{70}, их смесями и производными, а также углеродными наноразмерными частицами фуллероидного типа – астраленами и нанотрубками [1]. Природа

наночастиц, их чистота, геометрические размеры, от которых зависит величина поверхностной энергии, наличие на поверхности химически активных функциональных групп, способных взаимодействовать с компонентами связующих, существенным образом влияют на процесс формирования, структуру и свойства формирующейся матрицы композита и межфазного слоя на границе раздела матрица – армирующий наполнитель. Сейчас от наномодифицированных материалов ждут не только прочности и многофункциональности, но и низкого содержания нанонаполнителей.

Стоимость наночастиц, их доступность и проблемы, которые остаются для достижения хорошей дисперсии, создают значительные препятствия для этих целей. Дело в том, что УНЧ склонны образовывать агрегаты, препятствующие их равномерному распределению в матрице и тем самым не позволяющие достичь желаемой эффективности при модификации полимера. В частности, углеродные нанотрубки упаковываются в плотные жгуты, состоящие из большого числа параллельно расположенных одиночных трубок, а фуллерены обладают крайне низкой растворимостью в связующих.

Использование частиц природного графита при создании нанокомпозитов предпринималось и ранее, но не давало существенных улучшений в свойствах полученного композита, поскольку не удавалось добиться эксфолиации (расщепления) графита. Он инкорпорировался в полимер достаточно крупными частицами, имеющими низкую удельную площадь поверхности, и, соответственно, мало влияющими на свойства полимерной матрицы.

В последнее время стали появляться сообщения о создании полимерных материалов, модифицированных графеновыми пластинами – углеродными пленками толщиной в один атом, которые помогают преодолеть обозначенные препятствия и одновременно обеспечивают превосходное взаимодействие полимер–наночастица. Результаты исследований, проведенные в Северо-Западном и Принстонском университетах США, позволили установить, что добавка графеновых пластин, составляющих лишь 0,05 % мас. основного материала, изменяет температуру термической стабильности композита на 30 градусов, а графен в количестве 0,01 % мас. повышает прочность такого нанокомпозитного полимера на 33 %. Такие кардинальные изменения свойств композита при добавке столь малых количеств графена означают, что графеновые чешуйки охватывают большие объемы материала, формируя перколяционные сетчатые структуры.

На языке специалистов это называется «хорошее сопряжение между поверхностью наночастицы и полимерной матрицей», именно оно обеспечивает эффективную передачу нагрузки от полимерного материала наноструктуре и, в конечном счете, приводит к повышению прочностных характеристик композита. Кроме того, графеновые слои по своей природе блокируют влагу и газы, не допуская их нежелательного проникновения в композитный материал.

Получение графена и дальнейшее развитие этой области относятся к важнейшим событиям уходящего десятилетия. Это уникальное вещество было открыто только в 2004 году, и с тех пор различные лаборатории мира бьются над усовершенствованием технологии производства графитовых монослоев.

В Заводской лаборатории ЗРИ ОАО «СХК» разработана фторидная технология массового получения графеновых пластин [2]. Начато изготовление опытных партий наноструктурированного графита (НСГ), который может быть введен в жидкую олигамерную среду и выступить наномодификатором ее свойств.

В работе приведены результаты определения прочности при равномерном отрыве клеевых соединений металлических поверхностей на основе эпоксидной смолы ЭД-20, модифицированной НСГ в соответствии с ГОСТ 14760-69 [3].

Материал исследования и методика эксперимента

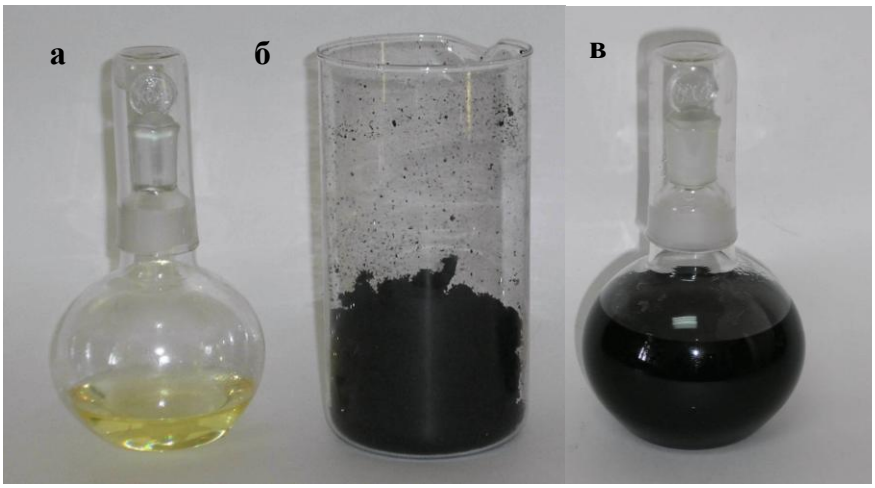
Исследовалась прочность клеящей композиции на основе эпоксидной смолы ЭД-20 с добавкой 10 % мас. дибутилфталата (ДБФ), модифицированного НСГ (см. рисунок 1). Отвердитель – полиэтиленполиамин (10 % мас.). Содержание НСГ в расчете на эпоксидную смолу составляло $0{,}8 \cdot 10^{-4}$, $6{,}5 \cdot 10^{-3}$ и $2{,}5 \cdot 10^{-2}$ % мас.

Рабочая часть склеиваемых образцов представляла собой цилиндры диаметром 25,0±0,1 мм из алюминиевого сплава Д-16. При склеивании образцы помещались в специальную фторопластовую оправку для обеспечения соосности склеиваемых образцов.

Подготовка рабочих поверхностей образцов под склеивание заключалась в шлифовке шлифовальной бумагой с зернистостью 10 Н по ГОСТ 10054-82 и химическом травление для обезжиривания склеиваемых поверхностей. Состав растворов травления и режимы обработки

подбирались для материала склеиваемых образцов. Шероховатость рабочих поверхностей образцов измеряли портативным измерителем шероховатости TR-100.

Прочность клеевых соединений при равномерном отрыве определяли на универсальной испытательной машине МИРИ-500К (Точмашприбор, г. Армавир, Россия) по ГОСТ 14760-69.



а) эпоксидная смола ЭД-20; б) НСГ; в) дисперсия НСГ в ДБФ

Рисунок 1 – Материалы исследования

Поверхности разрушения клеевых соединений исследовали на бинокулярном стереомикроскопе МБС-10 при увеличениях × (8…100) и металлографическом микроскоп МЕТАМ РВ-23 при увеличениях × (50…500). Оптические изображения поверхностей фотографировали при помощи цифровой фотокамеры С-310 фирмы OLYMPUSчерез окуляры микроскопов.

Результаты и обсуждение

Ниже представлены результаты определения прочности клеевых соединений металлических поверхностей на примере образцов из алюминиевого сплава Д-16.

Рабочие поверхности образцов после шлифовки травили 30 секунд в растворе едкий натр (125…150 г/дм^3) – натрий хлористый (25…35 г/дм^3), затем кипятили два часа в дистилляте воды, после чего выдерживались в течение 3-х часов при 40 °С в сушильном шкафу. Шероховатость рабочих поверхностей образцов после подготовки составляла Ra = 1,01…1,63 мкм, что соответствовала 7-6 классам чистоты поверхности по ГОСТ 2789-73.

На рабочие поверхности образцов наносили клей, помещали в оправку и нагружали гнетом. Вес гнета для всех пар склеиваемых образцов был одинаков. Излишки клеевой композиции удаляли. Количество клеевой композиции в соединении контролировали весовым методом после отверждения клеевого шва. Перед испытанием образцы выдерживали в течении 48 часов при комнатной температуре для завершения полимеризацию эпоксидной смолы.

Результаты испытаний на отрыв клеевых соединений приведены в таблице. Поскольку подготовка поверхности под склеивание имеет существенное значение для адгезии клеящегося состава к поверхности, то в таблице приведены также результаты испытаний двух пар образцов (маркировка «1–2» и «3–4»), методика подготовки поверхности которых под склеивание отличалась от прочих. Рабочие поверхности указанных образцов были обработаны на плоско-шлифовальном станке с подачей охлаждающей суспензии до шероховатости R_a вдоль и поперек шлифовочных рисок 0,34 и 1,04 мкм соответственно. После станочной шлифовки образцы обезжирили этиловым спиртом и растворителем типа «Нефрас». Уже позже авторам попался обзор по клеям, где указывалось, что органические растворители непригодны для удаления загрязнений, содержащих мыла, шлифовальную пасту, пыль и т.п., так как они растворяют жир и не удаляют полностью с поверхности металла неорганические соединения, входящие в состав загрязнений. Для подготовки поверхности алюминиевых сплавов лучше всего использовать травление в растворах серной (H_2SO_4), азотной (HNO_3), соляной (HCl) и ортофосфорной (H_3PO_4) кислот.

Таблица – Прочность клеевых соединений образцов из сплава Д-16

Образцы		Доля НСГ, мас. %	Предел прочности соединения $\sigma_в$, МПа		Упрочнение среднее, %
материал	маркировка		$\sigma_в^{1}$	$\sigma_в^{ср}$	
Алюминиевый сплав Д-16	1–2	0	3,19	4,48	-54,24
	3–4		5,78		
	5–6		7,87	9,53	-
	7–8		11,19		
	9–10	0,0008	13,98	14,77	54,98
	11–12		15,57		
	13–14	0,0065	15,47	14,49	52,06
	15–16		13,52		
	17–18	0,0250	14,80	15,52	62,85
	19–20		16,24		

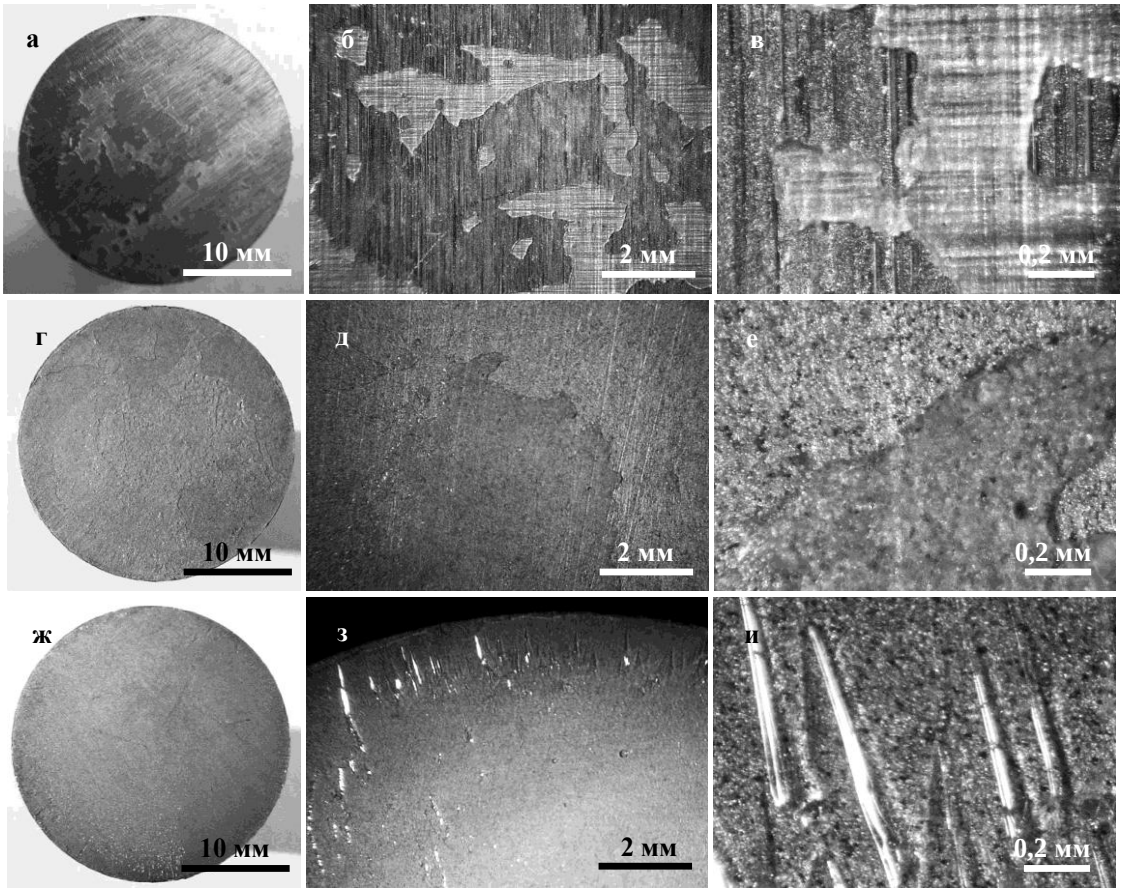
Из данных таблицы следует, что при модификации НСГ прочность клеевых соединении на разрыв существенно повышается.

Следует отметить имеющийся разброс результатов параллельных испытаний из-за различной адгезии клеевых композиций к склеиваемым поверхностям. При микроскопическом исследовании поверхностей разрушения клеевых соединений было выявлено, что при отрыве клеевого соединения полностью и частично по склеиваемым поверхностям (из-за плохой адгезии клеевого шва к поверхности), результат определения прочности при равномерном отрыве клеевых соединений металлических поверхностей довольно низкий. Если же разрушение происходит только по шву материала клеевой композиции, то результаты испытаний на прочность при равномерном отрыве имеют большие значения.

На рисунке 2 приведены изображения рабочих поверхностей образцов (без модификации клеевой композиции НСГ) после испытания на отрыв. Видно, что разрушение шва клеевой композиции на образцах с маркировкой «1–2» произошло только по склеиваемым поверхностям (см. рисунок 2, а, б, в). Клеевая композиция отделилась от рабочих поверхностей практически по всей их площади. Прочность на разрыв клеевого соединения составила всего 3,19 МПа.

Иная картина наблюдается при разрушении клеевой композиции по материалу шва без отрыва от рабочих поверхностей образцов (см. рисунок 2, ж, з, и). Прочность на отрыв того клеевого соединения (маркировка «7–8») составила 11,19 МПа, что в 3,5 раза больше прочности соединения при отрыве клеевого соединения по склеиваемым поверхностям. Очевидно, что высокую адгезию клеевой композиции к поверхности обеспечила измененная подготовка под склеивание. Светлые полосы в виде игл (рисунок 2, з, и) показывают направление распространения фронта разрушения в шве клеевого соединения от центра образца к периферии.

Наблюдался также третий вариант разрушения, являющийся комбинацией первых двух (см. рисунок 2, г, д, е). Разрушение клеевого соединения происходило частично по склеиваемым поверхностям, и частично по материалу клеевой композиции. Прочность такого клеевого соединения (маркировка «5–6») составила 7,87 МПа. Подготовка под склеивание образцов с маркировками «5–6» и «7–8» была идентичной, однако результаты параллельных испытаний оказались в интервале от 7,87 до 11,19 МПа. Для отработки методики склеивания и улучшения сходимости параллельных испытаний необходимо продолжение исследований.



Образцы с маркировкой: а) «1-2»; б) «5-6»; в) «7-8»

Рисунок 2 – Рабочие поверхности образцов после испытаний

Следует отметить, что разрушение всех клеевых композиций, модифицированных НСГ, происходило при отрыве в основном по клеевой композиции, и только частично с малыми по площади участками разрушений по рабочим поверхностям склеиваемых образцов.

Выводы

1 Отработана методика определения прочности клеевых соединений при равномерном отрыве металлических поверхностей на образцах из алюминиевого сплава Д-16. Проведены испытания прочности швов клеевых соединений из композиций на основе эпоксидной смолы ЭД-20.

2 Установлено, что модификация композиции на основе эпоксидной смолы ЭД-20 углеродными наночастицами повышает прочность клеевых соединений. При введении в клеевую композицию от 0,0008 до 0,025 % мас. НСГ прочность на отрыв шва клеевого увеличивается в среднем на 54…62 %.

Список литературы

1 Гуляев Г.М., Каблов Е.Н., Алексашин В.М. Модифицирование конструкционных углепластиков углеродными наночастицами // Российский химический журнал (Журнал Российского химического общества им. Д.И. Менделеева). – 2010. – Т. 54, № 1. – С. 5-11.

2 Мазин В.И., Мартынов Е.В., Московченко В.В., Водолазских В.В. Способ получения терморасширяющегося соединения на основе графита. Заявка на патент РФ № 2007129419 от 31.07.2007.

3 ГОСТ 14760-69. Клеевые соединения металлов. Метод определения прочности при отрыве.

ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССА ОСВЕТЛЕНИЯ ВЫСОКОКОНЦЕНТРИРОВАННЫХ РАСТВОРОВ ОТ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ ВВЭР-1000

Митусов А.А., Бычков С.И., Ефремов И.Г., Парецков Е.Н., Кондратьев А.В.
ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск
E-mail: bondin@mcc.krasnoyarsk.su

При растворении ОЯТ атомных реакторов получают азотнокислые растворы, содержащие нерастворимые взвеси и осадки, количество и состав которых зависят от степени выгорания ядерного топлива и условий его растворения. Основными элементами в осадке являются интерметаллические соединения металлов платиновой группы, молибдаты, цирконаты, кремний, серебро, технеций, плутоний и т.д. Удаление этих взвесей и осадков является достаточно сложной технической задачей и обусловлено физико-химическими и радиохимическими свойствами растворов ОЯТ. Ультра малый (до 3 мкм) преимущественный размер взвешенных частиц, вспенивание и легкоразрушаемость отделенного осадка накладывают определенные трудности на процесс его осветления. К этим трудностям, по мнению некоторых авторов, добавляется наличие хлопьевидных соединений кремния и чешуйчатых микронных частиц углерода, плотность которых меньше, чем плотность исходного раствора [1].

В связи с этим аппараты для осветления растворов относятся к основному технологическому оборудованию, от показателей работы которого зависит эффективность радиохимического производства в целом.

Состав нерастворимых осадков при растворении ОЯТ [2]:

- мелкие частицы оболочек (циркалоевых и порошок оксида циркония) и других конструкционных материалов ОТВС в количестве 0,5…5,5 кг/т в зависимости от способа резки топлива и степени износа режущего инструмента;
- частицы продуктов активации элементов конструкционных материалов (хрома, никеля, железа) в количестве около 1,8 кг/т;
- остатки нерастворившегося топлива, масса которых зависит от способа получения и состава топлива, в частности от температурного режима в процессах изготовления ТВЭЛов и облучения в ядерном реакторе, а так же от условий растворения, в количестве от 1 до 6 кг/т;
- плотность частиц изменяется от 6 до 12 г/см^3.

Осветление высококонцентрированных растворов ОЯТ предусматривает:

- последовательное проведение фильтрации на «тупиковом» фильтре;
- фугование на высокоскоростной центрифуге.

Высококонцентрированные растворы получали путем растворения неволоксидированного и волоксидированного ОЯТ ВВЭР-ОЯТ в смеси тетраоксида азота и воды в присутствии кислорода.

Перед центрифугированием проводили фильтрацию на «тупиковом» фильтре. В качестве фильтра использовали фторопластовую мембрану марки МФФК-1Г с размером пор 0,15 мкм.

Фильтрацию высококонцентрированных растворов ОЯТ проводили под избыточным давлением над раствором 0,2МПа.

Сборный фильтр (рисунок 1) устанавливали в фильтр-приемник – герметичный аппарат (рабочий объем 150 мл) с обогреваемой рубашкой и подъемным механизмом, предназначенным для фильтрации продуктов конверсии ОЯТ от нерастворимых остатков.

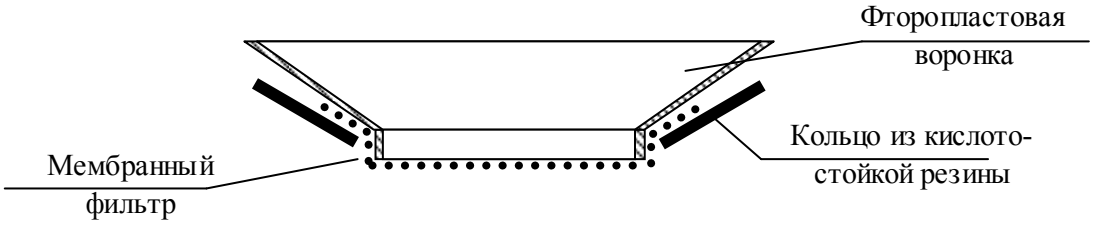


Рисунок 1 – Сборный фильтр

После фильтрации на «тупиковом» фильтре проводили визуальный осмотр фильтра (рисунок 2).



Рисунок 2 – Фильтр с осадком

Осмотр фильтра показал наличие на нем черного осадка, визуально разрушений мембраны и ее порывов обнаружено не было. В приемном фторопластовом стакане находился непрозрачный жидкий расплав черного цвета с металлическим отблеском.

После фильтрации высококонцентрированного раствора ОЯТ на «тупиковом» фильтре проводили осветление методом центрифугирования [3].

Процесс осветления высококонцентрированных растворов реального высоко выгоревшего ОЯТ на центрифуге проводили с угловой скоростью вращения ротора: 10000, 13000, 15000 об/мин.; время центрифугирования составляло 10 мин. Полученные ранее результаты показали, что центрифугирование на низких оборотах (до 10000 об/мин. и фактором разделения около 5000) не эффективно [4]. После осветления отбирали пробы из фугата и измеряли светопропускание раствора на фотоколориметре КФК-2 с определением качества осветления путем сравнения светопропускания исходного раствора и раствора после фугования.

Для проведения исследований процесса осветления высококонцентрированных растворов реального ОЯТ, прошедшего термохимическую обработку и «газовую» конверсию, методом центрифугирования в защитную камеру (ЗК) была установлена лабораторная центрифуга EBA 21. Управление центрифугой осуществляли дистанционно из операторского помещения защитной камеры (ЗК).

Порядок испытаний включал в себя следующие операции:

1) центрифугирование с различными параметрами;
2) отбор пробы и подготовка раствора к оптическим измерениям;
3) измерение оптической плотности раствора;
4) измерение мутности раствора.

Центрифугирование проводили в центрифужных полиэтиленовых пробирках объемом 2 мл. Пробирки с раствором (900 г/дм^3 по урану) предварительно термостатировали при температуре 90 °С на водяной бане в течении 40 минут с целью предотвращения кристаллизации растворов в процессе центрифугирования.

Загрузка центрифужных пробирок с высококонцентрированным раствором проводили дистанционно манипуляторами типа М-22 в ЗК.

Для количественной оценки осветления высококонцентрированного раствора после центрифугирования отбирали по две пробы фугата объемом по 0,2 мл.

Первую пробу вносили в кювету предварительно заполненную 5 мл 0,5 М раствора HNO_3 и определяли оптическую плотность смеси на приборе КФК-2-01.

Вторую пробу вносили в стеклянную пробирку предварительно заполненную 30 мл 0,5 М раствора HNO_3 и определяли мутность смеси на приборе HACH 2100AN IS V2.2 в ед. NTU.



Рисунок 3 – Загрузка пробирки с раствором ОЯТ в центрифугу EBA 21

Для отбора проб использовали пипет-дозатор BIOHIT, закрепленный на поворотном устройстве с рычагом. Данная конструкция смонтирована для проведения операции отбора проб с использованием манипулятора М-22.

Центрифугирование проводили при температуре ротора 70 °С, время центрифугирования 10 минут. Скорость вращения ротора: 10000, 13000 и 15000, 18000 об/мин (таблица 1).

После центрифугирования определяли коэффициент осветления (1) и фактор разделения (2):

$$K_{oc} = \frac{N_1}{N_2}, \quad (1),$$

где N_1 – мутность раствора, ед. NTU; N_2 – мутность фильтрата, ед. NTU.

$$Фр = w^2R / g, \quad (2),$$

где $w = \pi n / 30$ – угловая скорость ротора; R – внутренний радиус ротора; n – скорость вращения ротора.

В таблице приведены результаты измерения параметров осветления продукта конверсии реального ОЯТ, полученные на высокоскоростной центрифуге при различных угловых скоростях.

Таблица – Параметры и результаты процесса центрифугирования высококонцентрированного раствора ОЯТ ВВЭР-1000 после процесса «газовой» конверсии

№ пробы	Центрифугирование		Оптическая плотность раствора D	Коэффициент пропускания Т, %	Величина мутности, NTU	Коэф. осветления	Фактор разделения
	Скорость вращения ротора, об/мин	Время, мин					
Исходная	–	–	0,80	16,0	222,0	–	–
1	10000	10	0,07	86,0	3,5	63,43	6427
2	13000	10	0,06	84,0	1	222,00	10862
3	15000	10	0,06	84,0	1	222,00	14462
4	18000	10	0,06	84,0	1	222,00	20825

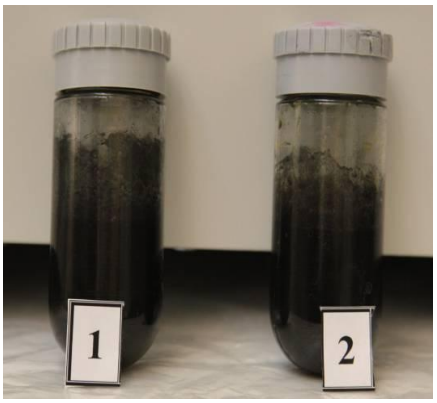


Рисунок 4 – Исходные растворы

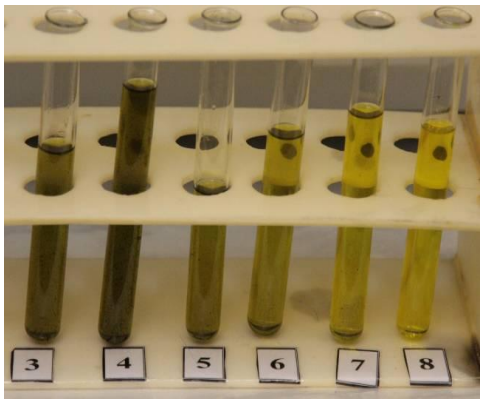


Рисунок 5 – Растворы после осветления на центрифуге

Заключение

Из полученных результатов испытаний видно, что разделение твердой и жидкой фазы начинается при 10000 об/мин. и времени центрифугирования 10 минут с коэффициентом осветления равным 63,43 и фактором разделения 6427. Полное осветление высококонцентрированного раствора ОЯТ происходит при 13000 об/мин. и времени центрифугирования 10 минут с коэффициентом осветления 222,0 и фактором разделения 10862. Для проверки стабильной работы центрифуги при осветлении растворов с плотностью более 2 г/см^3 проведены эксперименты на 15000 и 18000 об/мин. Испытания дистанционно управляемой центрифуги ЕВА 21, установленной в ЗК, на максимальных угловых скоростях, показали стабильность работы всех узлов центрифуги, отсутствие биений и разбалансировки ротора. Максимальный фактор разделения для данной центрифуги составил 20825 и был достигнут при 18000 об/мин.

Список литературы

1 Снегин А.И., Ковалькова Е.В. Установка для осветления растворов после растворения ОЯТ // Сборник докладов выездного заседания секции № 2 НТС-4 ФААЭ, 2007.

2 Справка ДОР № 225. – 1985.

3 Бычков С.И., Ефремов И.Г., Кондратьев А.В. Изучение процессов осветления высоко концентрированных растворов ОЯТ после термохимической обработки с использованием центрифуги. Изучение химического и фазового состава взвесей и осадков после осветления «горячих» имитаторов ОЯТ и продуктов термохимической обработки. Отчет о НИР ГХК. Инв. № 24/554 от 20.11.2008.

4 Бычков С.И., Ефремов И.Г., Парецков Е.Н., Ковалев Д.В. Разработка технологии волоксидации топлива с высокой глубиной выгорания и оборудования процесса осветления высоко концентрированных растворов ОЯТ. Отчет о НИР ГХК. Инв. № 24/554 от 20.11.2008.

РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ СИСТЕМЫ ЭКСТРАКЦИОННЫХ КОЛОНН УСТАНОВКИ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ УРАНОВЫХ КОНЦЕНТРАТОВ КАК ОБЪЕКТА УПРАВЛЕНИЯ

Михалевич С.С.[1], Чурсин Ю.А.[1], Горюнов А.Г.[1], Рогозный Д.Г.[2], Шенцов Э.Ю.[2]
[1]ГОУ ВПО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет», г. Томск
[2]ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: _Ju_@mail.ru

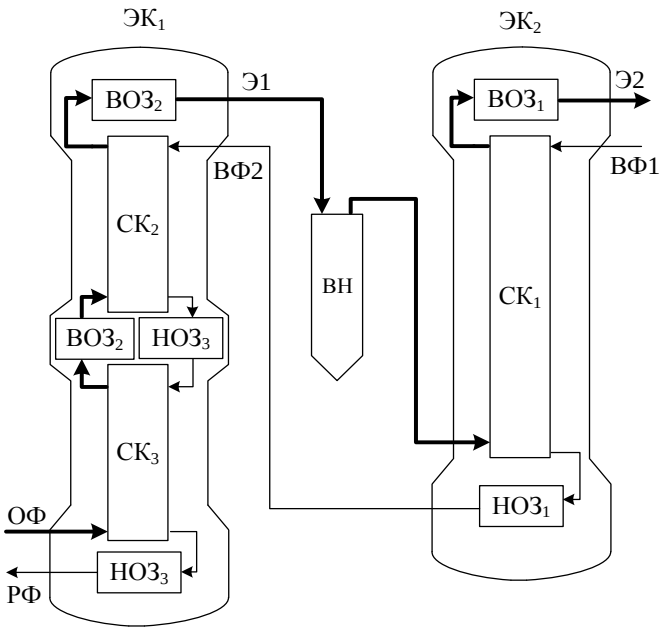
Исследования позволили переориентировать работу установки по переработке облученного ядерного топлива М1345 радиохимического завода СХК на переработку урановых концентратов.

Целью данной работы является разработка динамической модели неравновесного процесса экстракции в колонных аппаратах по переработке урановых концентратов, позволяющей рассчитать с учетом влияния друг на друга концентрационные профили распределяющихся компонентов по высоте колонны.

Управляющими воздействиями на установке по переработке урановых концентратов является расход ВФ1, управляемой переменной – концентрация урана в головной колонне, возмущающими воздействиями – границы разделов фаз и уровни в пульсационных камерах. Выходными переменными являются концентрация урана в рафинате РФ и экстракте урана Э2.

Процесс тонкой очистки урансодержащих растворов относится к технологиям высокой ответственности и опасности. Следовательно, экспериментальное исследование экстракционных процессов на реальных производствах и физических моделях затруднительно. Все это требует применения методов математического моделирования, как для определения критериев и целей оптимизации процесса, так и для его эффективной автоматизации.

Для исследования процесса динамической экстракции в системе колонн была создана математическая модель, структурная схема которой представлена на рисунке 1.



СК – экстракционная секция;
ВОЗ, НОЗ – верхняя и нижняя отстойные зоны колонн соответственно;
ВН – выносной насос

Рисунок 1 – Функциональная схема математической модели

В ходе выполнения работы был проведен литературный обзор составленных ранее моделей экстракционных процессов [1-7]. Но их использование для анализа переходных процессов и синтеза высокоточной системы управления затруднено, ввиду наличия грубых допущений.

В настоящей работе модель экстракционной секции (СК) основана на расчете диффузионной кинетики массопереноса. Учитывается только диффузионная кинетика, когда скорость процесса определяется скоростью диффузии к границе раздела фаз и от нее. В общем случае массопередача может быть рассчитана с использованием стадии молекулярной диффузии в слое, примыкающим к границе раздела фаз.

Для расчета профилей концентраций секция разбивается на n сечений – ячеек, в которых присутствуют две несмешиваемые фазы (дисперсная и сплошная), при расчете концентраций k компонентов внутри фаз используется подход идеального перемешивания. Скорость перехода компонентом границы раздела фаз в этом случае принимается больше скорости доставки – отвода. При этом равновесное состояние на границе раздела фаз в каком-либо i-ом сечении колонны для j-ой компоненты при массопереносе будет описываться уравнением

$$\alpha_{i,j} = \frac{Cy_{i,j} + \Delta Cy_{i,j}}{Cx_{i,j} - \Delta Cx_{i,j}} = \frac{Cyp_{i,j}}{Cxp_{i,j}}, \qquad (1)$$

где $Cyp_{i,j}$, $Cxp_{i,j}$ – равновесные концентрации экстрагируемого компонента на границе раздела фаз для органической и водной фаз; $\Delta Cy_{i,j}$, $\Delta Cx_{i,j}$ – концентрационные напоры в органической и водной фазах; $Cy_{i,j}$, $Cx_{i,j}$ – концентрации компонента в глубине органической и водной фаз для выбранного сечения; $\alpha_{i,j}$ – коэффициент распределения.

Концентрации на границе раздела фаз определяются выражением (1) и могут отличаться от концентраций внутри фаз. В i-ой ячейке капли дисперсной фазы представлены сферической формой равного диаметра d_i и равномерно распределены в сплошной фазе. Расчет распределения концентраций компонентов по высоте колонны осуществляется в два этапа: в стационарном режиме (в условиях установившегося гидродинамического режима) и в динамическом режиме.

Расчет стационарного распределения концентраций компонентов осуществляется решением ($n \cdot k$) систем из двух уравнений для i-ой ячейки, j-ого компонента. Первое уравнение описывает молекулярную диффузию j-го компонента в слое, примыкающем к границе раздела фаз [1] без учета продольного перемешивания, а второе уравнение – материальный баланс в ячейке:

$$\begin{cases} Cy_{i+1,j} = Cy_{i,j} \exp\left[-K_{\text{до}_{i,j}} \Delta K \dfrac{F_{\text{к}_i}}{V_{\text{к}_i}} \dfrac{\alpha_{i,j} - K_{i,j}}{\alpha_{i,j} + \Delta K} \dfrac{L\ S\ \Omega}{Qx} \right], \\ Cx_{i+1,j} = \left(Cx_{i,j} Qx + Cy_{i+1,j} Qy - Cy_{i,j} Qy \right) / Qx, \ i = 1...n, \ j = 1...k, \end{cases}$$

где $Cx_{i,j}$, $Cy_{i,j}$ – концентрация j-го компонента внутри водной и органических фаз i-ой ячейки, L – расстояние между сечениями (высота ячейки), S – сечение ячейки (колонны), Ω – задержка дисперсной фазы [9, с. 13], Qx, Qy – объемная скорость дисперсной и сплошной фаз в колонне, $F_{\text{к}}$, $V_{\text{к}}$ – поверхность и объем капли дисперсной фазы, $\alpha_{i,j}$ – коэффициент распределения j-го компонента в i-ой ячейке, $K_{\text{ДО}_{i,j}}$, $K_{\text{ДВ}\,i\,j}$ – коэффициент диффузии $D_{i,j}$ отнесенный к толщине слоя δ для органической и водной фаз, $\Delta K = \dfrac{K_{\text{ДВ}_{i,j}}}{K_{\text{ДО}_{i,j}}}$.

В общем случае коэффициент диффузии D зависит от температуры жидкости в колонне и может быть разным в ячейках. В широком интервале температур эта зависимость описывается уравнением Аррениуса

$$D_{i,j} = A_j e^{-\frac{E_{a_j}}{KT_i}},$$

где A_j – характеризует частоту столкновений реагирующих молекул j-го компонента, K – постоянная Больцмана, E_{a_j} – энергия активации для молекул j-го компонента, T_i – температура жидкости в колонне в i-ой ячейке.

В общем случае коэффициент распределения $\alpha_{i,j}$ зависит от концентрации экстрагируемого компонента в дисперсной фазе $Cx_{i,j}$, концентрации азотной кислоты $Cx_{i,a}$ в i-ой ячейке, концентрации основного компонента (урана) $Cx_{i,u}$ в i-ой в ячейке. Коэффициент распределения $\alpha_{i,u}$ для урана при постоянной температуре 40 °С может быть аппроксимирован выражением [8]

$$\alpha_{i,u} = \frac{4,36C_{\text{ТБФ}}\left(1-e^{-3,8\cdot10^{-3}(Cx_{i,a})^{0,5}Cx_{i,u}}\right)}{Cx_{i,u}},$$

где $C_{\text{ТБФ}}$ – объемная концентрация ТБФ в сплошной органической фазе, %.

Аналогичным образом получено выражение коэффициента распределения для HNO_3.

В условиях неустановившегося гидродинамического режима экстракционной колонны расход водной фазы может быть не равен расходам в ячейках $Qx_{i,j}$. Расход и объем дисперсной фазы определяется скоростью движения капель Ux_i, которая рассчитывается в соответствии с формулами, приведенными в [9].

Для повышения сходимости решения системы дифференциальных уравнений модели динамическую связь между выходным и входным расходами дисперсной фазы можно реализовать с помощью дифференциального уравнения

$$\frac{\mathrm{d}Qx_{i+1}(t)}{\mathrm{d}t} = \frac{Qx_i(t)-Qx_{i+1}(t)}{Tu_i},$$

где $Tu_i = L/Ux_i$ – постоянная времени задержки дисперсной фазы. При таком подходе в стационарном режиме работы колонны всегда будет выполняться равенство $Qx_{i+1} = Qx_i$.

В свою очередь динамическая связь объема дисперсной фазы Vx_i с расходом реализуется выражением

$$\frac{\mathrm{d}Vx_i(t)}{\mathrm{d}t} = Qx_i(t)-Qx_{i+1}(t).$$

С учетом $\mathrm{d}Vy_i/\mathrm{d}t = -\mathrm{d}Vx_i/\mathrm{d}t$ расход сплошной фазы в i-ой ячейке пересчитывается по выражению

$$Qy_i^* = Qy_{i+1} + \frac{\mathrm{d}Vx_i}{\mathrm{d}t}.$$

В отличие от работ [5-7] для моделирования неравновесного экстракционного процесса предлагается решать систему дифференциальных уравнений для каждой ячейки

$$\begin{cases} \dfrac{\mathrm{d}\left(mx_{i,j}(t)\right)}{\mathrm{d}t} = Cx_{i,j}(t)Qx_i(t) - Cx_{i+1,j}(t)Qx_{i+1}(t) - Gx_{i,j}(t), \\ \dfrac{\mathrm{d}\left(my_{i,j}(t)\right)}{\mathrm{d}t} = Cy_{i+1,j}(t)Qy(t) - Cy_{i,j}(t)Qy(t) + Gx_{i,j}(t),\ i=1...n,\ j=1...k, \end{cases} \tag{2}$$

где $Gx_{i,j}$ – массовый поток за счет диффузии молекул j-го компонента в i-ой ячейке [9]

$$Gx_{i,j} = K\text{дв}_{i,j}Cx_{i,j}\frac{\alpha_{i,j}-K_{i,j}}{\alpha_{i,j}+\Delta K}\frac{L\ S\ F\text{к}_i\Omega_i}{V\text{к}_i}. \tag{3}$$

Концентрации компонентов рассчитываются через массы компонентов и соответствующие объемы.

Решая совместно систему дифференциальных уравнений для n ячеек и k компонентов, построенную на основе выражений (2) и (3) можно рассчитывать пространственно-временные зависимости концентраций компонентов в зависимости от входных расходов, параметров потоков, геометрии колонны и других параметров и переменных.

Модели ВОЗ и НОЗ, а также емкости ВН основаны на разбиении их объемов на элементарные ячейки, концентрации в которых находятся в соответствии с выражением

$$\frac{\mathrm{d}C_{i+1}(t)}{\mathrm{d}t} = \frac{C_i(t) - C_{i+1}(t)}{T_v},$$

где $T_v = V/(n_1 \cdot Q)$ – постоянная времени; C – концентрация компонента в зоне; n_1 – количество ячеек, на которые разбивается зона; Q – расход фазы, находящейся в зоне.

Адекватность разработанной модели неравновесной экстракции была проверена на колонных аппаратах установки по переработке облученного ядерного топлива РХЗ ОАО «СХК». Отсутствие принципиальных отличий между рассматриваемой системой колонн и аппаратами, на которых проводилась верификация модели, позволяет судить о достоверности результатов моделирования аппаратов установки по переработке урановых концентратов.

Динамическая модель системы колонн реализована в виде программы в прикладном пакете «Моделирование в технических устройствах» (МВТУ), предназначенном для детального исследования и анализа нестационарных процессов в системах автоматического управления [10]. Программа позволяет рассчитывать концентрационные профили по высоте колонн в динамике при экстракции компонентов ядерного топлива раствором ТБФ в керосине. В качестве компонентов учитываются уран(VI) и азотная кислота. Часть результатов моделирования представлены на рисунке 2.

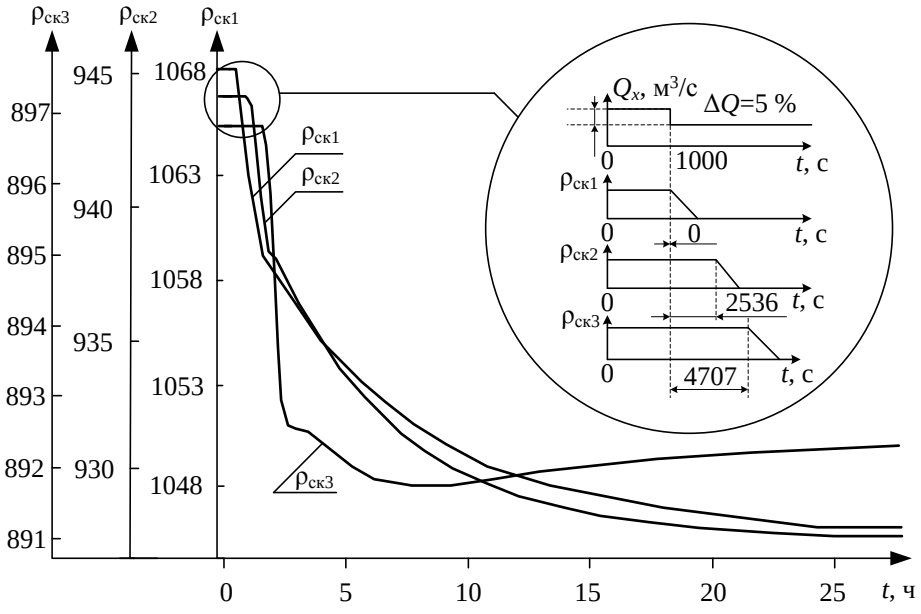


Рисунок 2 – Реакция на 5 % изменение расхода водной фазы средней плотности экстракционных зон ($\rho_{ск1}$, $\rho_{ск2}$, $\rho_{ск3}$), г/дм^3

Анализ времени транспортного запаздывания моделируемых показателей средней плотности в экстракционных зонах и концентрации урана в середине этих зон на ступенчатое изменение расхода водной фазы позволяет судить о целесообразности установки (расконсервировании) датчиков ЗДФ, как обладающих меньшими задержками, в каждой экстракционной зоне. Анализ переходных процессов позволил выделить «быструю» и «медленную» части ТОУ, что дает возможность синтезировать каскадную многоконтурную систему управления.

Для дальнейшей разработки системы автоматизированного управления коллективом авторов было составлено техническое задание на установку и подключение контрольно-измерительных приборов для управления процессом экстракции компонентов ядерного топлива в системе первой и второй колонн установки по переработке урановых концентратов РХЗ ОАО «СХК», что также даст дополнительную возможность проверки модели системы колонн на адекватность.

Работа поддержана грантом Федеральной целевой программы «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009–2013 гг. по направлению «Радиохимия. Химия высоких энергий».

Список литературы

1 Семенов Е.Н., Карелин А.И. Математическая модель неравновесного экстракционного процесса в колонном аппарате // Журнал прикладной химии. – 1997. – Т. 70, № 9. – С. 1526-1528.

2 Пузиков Е.А., Зильберман Б.Я., Федоров Ю.С. и др. Разработка математической модели для расчета стационарных режимов экстракционных каскадов при переработке ОЯТ АЭС с использованием ТБФ-совместимых процессов (СУПЕРПУРЕКС) // Радиохимия. – 2004. – Т. 46, № 2. – С. 136-144.

3 Семенов Е.Н., Карелин А.И. Особенности экстракционных процессов, реализуемых в колонном аппарате // Журнал прикладной химии. – 1997. – Т. 70, № 11. – С. 1852-1854.

4 Кондаков В.М., Семенов Е.Н., Матюха В.А и др. Математическое моделирование переходных процессов в каскаде экстракционных колонн // Известия Томского политехнического университета. – 2002. – Т. 305, № 3. – С. 139-146.

5 Горюнов А.Г., Ливенцов С.Н., Чурсин Ю.А. Система автоматизированного управления экстракционной колонной // Известия Томского политехнического университета. – 2007. – Т. 311, № 5. – С. 35-39.

6 Горюнов А.Г., Чурсин Ю.А., Турецков К.В. Система управления экстракционной колонной // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – № 1. – С. 56-65.

7 Горюнов А.Г., Ливенцов С.Н., Чурсин Ю.А. Разработка модели процесса многокомпонентной экстракции как объекта управления // Известия Томского политехнического университета. – 2009. – Т. 314, № 5. – С. 75-80.

8 Справочник по экстракции: в 3 т. Т. 1: Николотова З.И., Карташова Н.А. Экстракция нейтральными органическими соединениями / под общ. ред. А.М. Розена. – М.: Атомиздат, 1976. – 600 с.

9 Карпачева С.М., Захаров Е.И. Основы теории и расчета пульсационных колонных реакторов. – М.: Атомиздат, 1980. – 256 с.

10 Моделирование в технических устройствах. 2009. URL: http://mvtu.power.bmstu.ru (дата обращения: 14.04.2010).

ВОЗМОЖНОСТЬ СОВМЕСТНОГО ИЗВЛЕЧЕНИЯ УРАНА, ЗОЛОТА И РЕДКОЗЕМЕЛЬНЫХ МЕТАЛЛОВ ИЗ КОМПЛЕКСНЫХ РУД

Молоков П.Б., Буйновский А.С.
ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: mpb@ssti.ru

В настоящее время добыча природного урана на российских предприятиях покрывает менее 20 % потребностей России в уране. Для ликвидации нарастающего дефицита урана и сохранения энергетической безопасности страны реализуется целый комплекс мероприятий, из которых основным можно выделить использование сырьевой базы резервных месторождений. К основной особенности данных месторождений можно отнести затруднительность использования традиционно применяемых в России схем извлечения урана.

Золото-урановые руды являются важнейшими среди комплексных урановых руд [1]. Урановые месторождения Эльконского урановорудного района на Алданском щите (Республика Саха (Якутия)) представляют собой основную резервную базу уранового сырья в

России. В его пределах на площади 1500 км^2 известно около 40 месторождений с общими запасами и ресурсами более 600 тыс. тонн урана, из них к запасам относится более 300 тыс. тонн урана. Попутные компоненты представлены золотом (более 200 т), серебром (более 2,5 тыс. тонн), молибденом (более 90 тыс. тонн).

Наиболее крупными месторождениями Эльконского урановорудного района являются Южное, состоящее из семи участков-месторождений (Эльконкан, Элькон, Эльконское плато, Курунг, Непроходимое, Дружное, Минеевское) и Северное [2].

Концентрация золота в рудах полупромышленных проб находится в большинстве случаев на уровне средних значений [3]. В рудах участка Дружный оно составило лишь 0,10 г/т. В полупромышленных пробах участка Эльконское плато содержание этого элемента было несколько выше среднего (до 1,2 г/т). Среднее содержание серебра меняется от 7,6 до 14,2 г/т. Максимальное значение зафиксировано в рудах участка Курунг.

Уран в рудах концентрируется, в основном, в браннерите и продуктах его изменения. В отдельных случаях был отмечен настуран. Браннерит выделяется совместно с пиритом и марказитом в виде макро- и микропрожилков. Размеры его выделений колеблются от долей мм до 1 см. Минерал – хрупкий; его удельная масса равна 4,9…5,2 г/см^3. Размер индивидов, слагающих сплошные массы, не превышает 0,001…0,005 мм, что определяет отличия в его растворимости как в технологических процессах, так и в природных условиях от крупнокристаллического браннерита.

Золото присутствует, в основном, в субмикроскопическим виде в пирите. Содержание золота в монофракциях минерала составляет в среднем около 70 %.

Пирит – главный носитель золота – образует мелкие (0,001…0,1 мм) округлые выделения. Содержание золота в пиритах варьирует от 2…5 до 60…90 г/т. Меньшая часть элемента связана с самородным золотом. Содержание свободного золота варьируется от 6 до 15 %.

В настоящее время переработка таких упорных комплексных руд включает многостадийные гидрометаллургические процессы, с помощью которых поочередно извлекают уран, золото и редкие металлы.

При выщелачивании урана, как правило, применяется сернокислотное выщелачивание при атмосферном или повышенном давлении в автоклавах. Применение автоклавного выщелачивания, в зависимости от условий, позволяет вскрывать большинство упорных минералов и несколько уменьшить кислотоемкость породы, а при наличии сульфидов в руде – позволяет получать серную кислоту непосредственно в процессе выщелачивания. Выделение концентрата, обогащенного по урану, позволяет уменьшить расход реагентов на данный процесс [2].

Далее, хвосты концентрирования урана, а также пульпа, отмытая от серной кислоты после выщелачивания урана, направляются на процесс выщелачивания золота.

В случае если большинство золота в руде находится в легко цианируемой форме, то процесс выщелачивания осуществляется с помощью растворов солей цианида в агитаторах или пачуках, а при достаточно низком содержании золота в руде, экономически будет целесообразно использовать кучное выщелачивание.

Однако, если золото закрыто каким либо образом от выщелачивающего раствора, например, ассоциировано с сульфидными минералами, то при этом необходимо проводить их предварительное автоклавное вскрытие. В этом случае, при невысоком содержании золота в руде возникает вопрос об экономической целесообразности данного процесса.

Из вышесказанного можно сделать вывод, что создание и эффективность работы такой многостадийной гидрометаллургической фабрики будет сильно зависеть от стоимости переработки и «простоты» извлечения ценных компонентов. Если рассматривать данную возможность применительно к рудам Эльконского района, где и золото и уран находятся в трудновскрываемых формах, то возникает необходимость разработки новых подходов, экологически и экономически обоснованных для данного перспективного месторождения.

Не смотря на то, что процесс цианирования золота известен достаточно давно, до сих пор, особенно в России, очень часто применяется непосредственное цианирование руды. Нами была поставлена задача, оценить эффективность процесса цианирования по схеме, приведенной на рисунке 1.

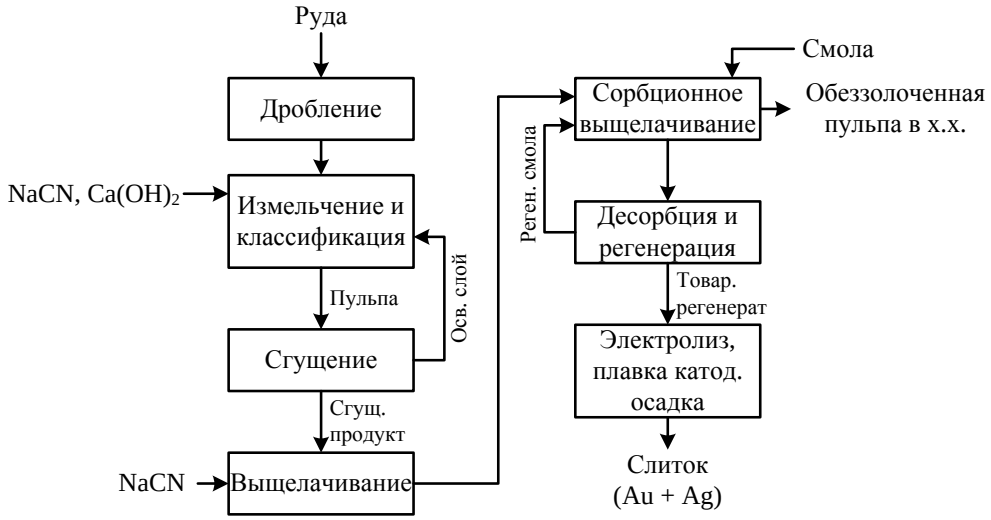


Рисунок 1 – Принципиальная схема цианирования

Если процесс цианирования ведется из окисленных руд, которые в технологическом плане могут характеризоваться как золото-кварцевые, убогосульфидные, легкоцианируемые, где доля цианируемого золота более 90 %, а остаточное содержание золота в хвостах цианирования менее 0,5 г/т, то данный процесс будет вполне экономически обоснован. При появлении в руде упорной составляющей, процесс цианирования начинает протекать хуже, при этом степень выщелачивания уменьшается до 70…80 %. Такое уменьшение степени выщелачивания не всегда напрямую связано с упорностью, а является результатом многих причин. Например, одной из которых можно отметить как неэффективность использования распространенного сорбента марки «АМ-2Б» при наличии серебра в руде, поскольку большое содержание серебра в растворе препятствует полной сорбции золота и может вытеснять уже сорбированное золото со смолы. Несовершенность аппаратурного оформления процесса цианирования, в частности неправильный расчет циркуляторов и аэролифтов в пачуках приводит к тому, что более тяжелые минералы перемещаются по цепочке каскада пачуков быстрее, чем пустая порода, что сокращает продолжительность их выщелачивания.

Один из возможных вариантов уменьшения потерь золота является выделение его в начале процесса на стадии измельчения и переработка по альтернативной цианированию технологии.

Из известных альтернативных процессов растворения золота можно отметить два: тиокарбамидное и хлоридное (хлоринация) выщелачивание. Оба способа осуществляются в кислой среде: в первом случае в растворе серной кислоты, во втором случае – в растворе соляной кислоты.

При комбинации рассмотренных способов, выщелачивание можно проводить с помощью серной и соляной кислоты (или с использованием соединений, содержащих хлорид ион, например NaCl), при этом золото будет находиться в растворе в виде аниона $[AuCl_4]^-$, а уран в виде анионов $[UO_2(SO_4)_2]^{2-}$ или $[UO_2(SO_4)_3]^{4-}$, ионная реакция растворения золота при этом имеет вид:

$$2Au + 3MnO_2 + 14H^+ + 8Cl^- = 2AuCl_4^- + 3Mn^{2+} + 6H_2O.$$

Выщелачивание урана в данной системе можно описать классическими уравнениями выщелачивания в растворах серной кислоты:

$$UO_3 + H_2SO_4 = UO_2SO_4 + H_2O;$$
$$UO_2 + MnO_2 + 2H_2SO_4 = UO_2SO_4 + MnSO_4 + 2H_2O,$$

а в присутствии ионов железа, которые ускоряют процесс окисления, уравнение растворения урана (IV) будет выглядеть следующим образом:

$$2Fe^{2+} + MnO_2 + 4H^+ = 2Fe^{3+} + Mn^{2+} + 2H_2O,$$

$$UO_2 + 2Fe^{3+} = UO_2^{2+} + 2Fe^{2+}.$$

Данная система была опробована при выщелачивании золота из упорного к цианированию гравитационного концентрата. Золото в исследуемом концентрате содержалось в трех формах: свободное и в сростках, в кислоторастворимых примесях (в частности, дисперсное в пирите) и тонкодисперсное в кварце. Степень извлечения золота при цианировании даже в «жестких» условиях не превышает 35 %.

Как показали исследования, присутствие металлического железа в перерабатываемом концентрате увеличивает продолжительность процесса выщелачивания золота и обуславливает повышенный расход реагентов. В связи с этим необходимо включать стадию омагничивания концентрата или стадию предварительного выщелачивания железа. В рассматриваемом примере выщелачивания уже за 2 часа в раствор перешло более 90 % золота. Анализ кеков выщелачивания показал, что неизвлеченное мелкодисперсное золото находится в основном в кварце.

Дальнейший процесс выделения и разделения компонентов можно проводить несколькими способами, например:

- совместное выделение всех компонентов из раствора в концентрат, а затем последующее разделение золота, урана и редких металлов при аффинаже концентратов урана;
- селективная сорбция благородных металлов на активных углях, при этом насыщение углей может достигать до 10 % по золоту;
- совместное выделение и последовательное разделение с использованием ионообменных смол.

Сорбция благородных металлов на активных углях представляет интерес для переработки таких руд, поскольку позволяет селективно выделить их из рассматриваемой системы, оставляя уран в растворе. В частности, экспериментально было установлено [4], что применение электромагнитного воздействия значительно ускоряет сорбционный процесс благородных металлов (продолжительность сорбции благородных металлов сокращается с 72 часов до 10…20 минут независимо от качества исходного угля), при этом их содержание на угле может достигать 8…10 %. Это позволяет создать технологию разделения золота и урана из продуктивных растворов с использованием дешевых активных углей, при этом сорбция, десорбция и дальнейший аффинаж урана могут быть проведены по стандартным схемам, а уголь, который будет содержать от 8 до 10 % золота может быть отправлен на черновую плавку.

В настоящее время нами ведутся исследования по совместному выщелачиванию урана и золота с помощью предлагаемой системы. Ее применение позволит исключить процесс цианирования и проводить совместное одновременное выщелачивание золота, урана и редких металлов. По результатам проведенной работы будет проведена оценка эффективности и экономической обоснованности данного способа.

Ожидаемым результатом работы является комплексная технология совместного выщелачивания и выделения урана, золота и редких металлов, которая учитывает индивидуальные характеристики сырья (крупность, минерализация выщелачиваемых компонентов, общая окисленность, количество кислотоемких примесей и др.). Таким образом, разработка комплексной технологии выщелачивания и выделения урана, золота и редких металлов является весьма актуальной и позволит создавать наиболее рентабельные технологии.

Список литературы

1 Петрова Н.В., Ануфриева С.И., Лихникевич Е.Г., Печенкин И.Г. Практика переработки уранового сырья / Под редакцией Машковцева Г.А. – М.: ВИМС, 2008.

2 Тезисы Второго международного симпозиума «Уран: ресурсы и производство». – М.: ВИМС, 2008.

3 Уран России: Сборник докладов научно-технического совещания 20-21 ноября 2007 г. – М.: ФГУП «ЦНИИАТОМИНФОРМ», 2008.

4 Буйновский А.С. и др. Концентрирование золота и металлов платиновой группы на углеродных сорбентах: Монография. – Северск: Изд. СГТИ, 2005. – 110 с.

РЕШЕНИЕ ПРОБЛЕМ ПЕРЕРАБОТКИ БЕДНЫХ УРАНОВЫХ СКАЛЬНЫХ РУД СТРЕЛЬЦОВСКОГО РУДНОГО ПОЛЯ

Морозов А.А.
ОАО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение», г. Краснокаменск
E-mail: smile_m@rambler.ru

Для стабильного обеспечения сырьем атомных электростанций России и зарубежных потребителей, согласно действующим соглашениям, необходимо ежегодно 6,5…8,0 тыс. тонн, а с планируемым увеличением собственных АЭС и экспорта природного урана потребность может достичь 10 тыс. тонн [1]. Возможности отечественной атомной промышленности по производству природного урана к концу текущего десятилетия не превышают 3,5…4,0 тыс. тонн и связаны в основном с залежами урановых руд Стрельцовской группы месторождений. Однако сорокалетняя практика добычи полезного ископаемого производственным горно-химическим объединением привела к тому, что большинство «богатых» и легко доступных запасов уже отработаны или близки к истощению (наблюдается снижение содержания ценного компонента, мощности рудных тел и вовлечение в отработку прочных (трахидацитов, гранитов) руд).

В современных рыночных отношениях отработка маломощных залежей с «бедными» рудами, составляющих 20 % от общих запасов, нетрадиционной экономичной технологией на основе геотехнологических методов является весьма перспективным направлением, расширяющим сырьевую базу предприятия.

Положительный опыт проектирования, исследований и разработки месторождений (Быкогорского, Чаркесар I и II, Ризак, Восток, Звездное и др. [2, 3]) способом подземного и кучного выщелачивания (ПВ и КВ) скальных руд свидетельствует о возможности эффективного извлечения бедных и рядовых руд, запасов, сосредоточенных в обособленных залежах, не пригодных для отработки традиционной технологией, ореолах забалансовых руд на действующих предприятиях, а также в зонах обрушения на рудниках, балансовые запасы которых уже отработаны. Применение физико-химической технологии для выщелачивания крепких руд в соответствии с горнотехническими условиями, при высокой технологичности выщелачиваемых руд обеспечивает ряд существенных социально-экономических и горнотехнических преимуществ по сравнению с подземной добычей. Успешно заменяет трудоемкие и дорогостоящие системы со слоевым обрушением или слоями с твердеющей закладкой на высокопроизводительные, малооперационные системы с отбойкой руды глубокими скважинами, что позволяет значительно расширить ресурсы полезных ископаемых и дает возможность добычи их с существенным экономическим эффектом.

Таким образом, необходимость увеличения производства природного урана, с одной стороны, и систематический рост и без того высокой стоимости металлов, определяемой как объемом их добычи, так и ограниченностью известных их запасов, с другой стороны, требует более глубокого использования запасов недр с применением наиболее прогрессивных способов извлечения полезных ископаемых. В частности, для обеспечения полноты отработки урановых месторождений Стрельцовского рудного поля с минимальными затратами, целесообразно применение геотехнологических способов доработки запасов.

С учетом состояния горных работ на действующих месторождениях Стрельцовского рудного поля, минералогии вмещающих пород, наиболее перспективными к отработке перколяционными методами являются остаточные запасы рудника № 4, включающего в себя четыре месторождения: «Тулукуевское», «Юбилейное», «Новогоднее» и «Весеннее». Расстояние между ними незначительное, от 500 до 1000 м, геологическое строение и локализация рудных тел, а также минеральные ассоциации схожи.

От 80 до 99 % запасов урана находится в породах верхней толщи, сложенной, в основном, туфогенно-осадочными породами (туфолавы, псаммитовые туфы, конгломераты, гравелиты, туфопесчаники, туфоалевриты обогащенные органикой) и массивными, либо флюидальными фельзитами. Значительно меньше – в породах нижнего структурного этажа. В основной своей массе рудные тела представлены пологими и слабонаклонными тонкими жилами с мощностью от 1,0 до 3,5 метров.

Кроме того, анализ результатов опытно-промышленных работ по ПВ на ОАО «Приаргунское горно-химическое объединение» показал, что наиболее приемлемые показатели были получены при выщелачивании фельзитов и конгломератов [4]. Данный литологический тип руд отличается низкой кислотоемкостью, высокой проницаемостью растворов и,

соответственно, хорошей скоростью растворения и выноса урана в продуктивные растворы, что обеспечивает эффективность ведения работ.

В целях рационального и более полного использования запасов недр, с получением при этом из каждой тонны сырья значительно больше готовой продукции, необходимо комплексное рассмотрение технических и экономических показателей. В этой связи особое значение приобретает существенное изменение структуры горнодобывающего производства с использованием имеющегося поверхностного и подземного комплекса рудника № 4, отработанного карьера «Тулукуй» и установки по переработке продуктивных растворов отвального выщелачивания забалансовых руд, расположенного вблизи рудника. Выделяются три основные технологические схемы доработки оставшихся запасов: традиционной технологией (I), с выдачей на кучное выщелачивание (II) и с подземным выщелачиванием (III).

Схема I (см. рисунок 1) включает отбойку запасов, выпуск, закладку выработанного пространства, сортировку добытой рудной массы с распределением руды на потоки: гидрометаллургический завод, кучное выщелачивание беднобалансовых и забалансовых руд. Данная технология отработки запасов является базовой и используется в настоящее время.

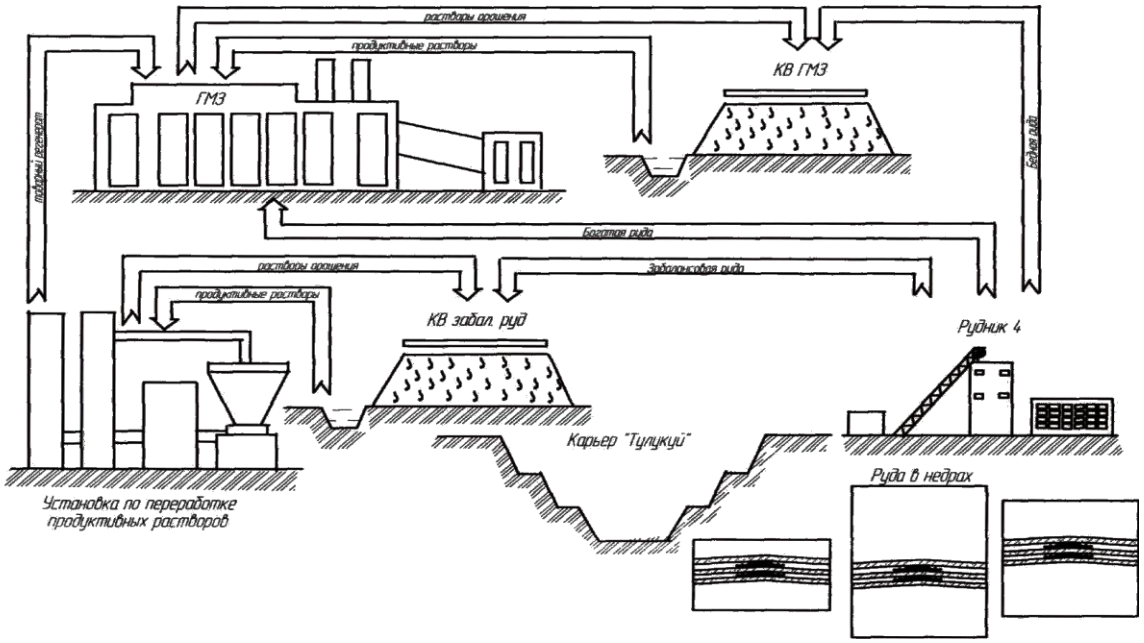


Рисунок 1 – Традиционная (базовая) схема отработки запасов рудника № 4

Недостаток схемы – высокая себестоимость работ вследствие повышенного объема выдачи и транспортировки рудной массы, а также закладки выработанного пространства.

Схема II включает добычу сырья, его выпуск, закладку выработанного пространства, сортировку добытой рудной массы с транспортировкой богатой руды на ГМЗ и формированием из остальной части отвалов КВ в карьере «Тулукуй» (вариант «а»), либо складирование всего выданного рудного материала в штабеля на поверхности для последующего перколяционного выщелачивания (вариант «б»).

Достоинствами этой схемы являются относительно низкая себестоимость получения готовой продукции методом КВ и возможность рекультивации карьера «Тулукуй» с вероятностью размещения в нем всех забалансовых руд, добываемых на промышленной площадке ОАО «ППГХО».

К недостатками схемы относятся существенные затраты на выдачу рудной массы на поверхность, закладка выработанного пространства, а также создание противофильтрационного экрана днища и бортов карьера.

Схема III включает: магазинирование остаточных запасов рудника № 4 с последующим подземным выщелачиванием, при этом рудная масса, образованная при производстве подготовительно-нарезных работ выдается в карьер «Тулукуй» (вариант «а») либо магазинируется в не использующихся горных выработках (вариант «б»).

Преимущество данной схемы в том, что обеспечивается минимальная себестоимость получения готового продукта (сокращается объем выдачи и транспортировки рудной массы,

замагазинированный рудный материал играет роль закладки и т.д.) с наилучшими санитарно-гигиеническими условиями труда горнорабочего.

К недостаткам схемы относится сложность отработки прибортовых частей карьера «Тулукуй», проведение работ по гидроизоляции выработок и восстановлению насосных станций ПВ на III, V горизонтах.

С целью определения целесообразности применения той или иной схемы доработки запасов проведена технико-экономическая оценка (по методике М.И. Агошкова [5]), которая показывает перспективу внедрения геотехнологических методов (в частности с подземным выщелачиваем как с выдачей, так и с магазинированием горнорудной массы в подземном пространстве), обеспечивая минимальную себестоимость добычи металла (см. рисунок 2).

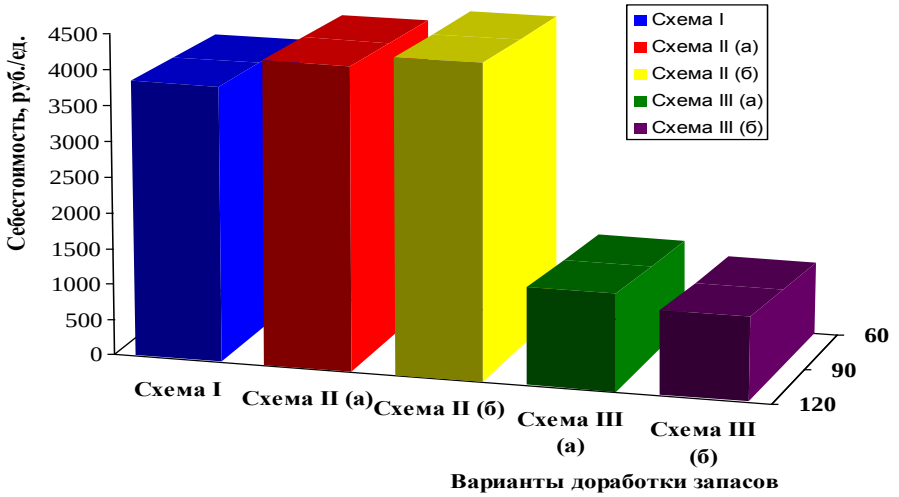


Рисунок 2 – Себестоимость добычи металла при различных схемах доработки запасов рудника № 4

В результате установлено:

- вариант отработки остаточных запасов с применением только метода кучного выщелачивания (схема II, вариант б) увеличивает себестоимость от 12,3 % (при 120 долл./кгU) до 12,9 % (при 60 долл./кгU) вследствие низкого коэффициента извлечения полезного компонента относительно первой схемы;

- наиболее эффективным является вариант с подземным выщелачиванием, обеспечивающий снижение себестоимости на 30…33 % в сравнении с традиционной схемой переработки руды.

Таким образом, при обеспечении комплекса мероприятий по переводу всего рудника № 4 под выщелачивание, возможна более полная отработка его запасов методом ПВ и КВ, доработка бортов и днища карьера «Тулукуй» с понижением себестоимости производимой готовой продукции. При этом решаются вопросы рекультивации карьера, охраны окружающей среды, отвода земель под хвосты производства, расширения сырьевой базы предприятия и увеличение выпуска готовой продукции с существенным экономическим эффектом.

Список литературы

1 Прошин Ю.М. Состояние и перспективы развития минерально-сырьевой базы Читинской области // Горный журнал. – 2000. – № 11-12. – С. 26-32.

2 Опыт выщелачивания урана на горнодобывающих предприятиях бывшего СССР: отчет о НИР / исполн.: ГУП НПЦ «Экогеоцентр». – Москва, 2000.

3 Голик В.И. Практика подземного выщелачивания урановых руд // Горный информационно-аналитический бюллетень: МГГУ. – 2000. – № 5. – С. 50-52.

4 Святецкий В.С., Морозов А.А., Гаврилов А.А. Опыт подземного выщелачивания скальных урановых руд // Горный журнал. – 2008. – № 8. – С. 43-46.

5 Агошков М.И. и др. Технико-экономическая оценка извлечения полезных ископаемых из недр. – М.: Недра, 1974. – 312 с.

РЕГЕНЕРАЦИЯ СОЛЕВЫХ ЭЛЕКТРОЛИТОВ NaCl-KCl ПОСЛЕ ПИРОХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ

Нестеров В.О., Абрамов О.Ю., Житков С.А., Карташов Е.Ю.,
Кочанов Ю.А., Кузнецов М.В., Скрипников В.В.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: shk@seversk.tomsknet.ru

Атомная энергетика будущего предполагает создание пристанционных минизаводов по переработке отработанного ядерного топлива, обеспечивая тем самым замкнутый, экологически безопасный и высокоэкономичный ядерно-топливный цикл. Внедрение пристанционных заводов возможно для отработанного смешанного мононитридного топлива быстрых реакторов, при переработке которого высокий коэффициент очистки не является главным требованием. Поэтому здесь вполне приемлем пирохимический метод. При электролизе актиноиды осаждаются в виде металлов на катоде, в то время как большая часть продуктов деления остается в солевом расплаве. Полученный катодный осадок разделяют на металлическую и солевую составляющие. Металл в дальнейшем направляется на фабрикацию топлива, а соли возвращаются в пирохимический процесс.

Традиционные методы переработки катодных осадков с использованием водных растворов приводят к образованию большого количества жидких радиоактивных отходов с высокой коррозионной активностью. Безопасное обращение с данными отходами требует значительных затрат, что в конечном итоге увеличивает себестоимость вырабатываемой АЭС энергии.

Перспективным направлением переработки катодных осадков является вакуумная перегонка, основанная на большой разнице давлений между парами хлоридных солей и металлов (рисунок 1).

Катодный осадок нагревают в индукционной печи в вакууме. В процессе нагрева происходит расплавление солей и их испарение, паровая фаза направляется в область пониженной температуры, где происходит обратный процесс – конденсация с последующей кристаллизацией солей. После окончания процесса соли легко извлекаются в виде слитка. Металлы, обладающие при данных температурах малым давлением паров, остаются в испарительном тигле и при необходимости могут быть сплавлены в слитки, требуемой для дальнейшего изготовления топлива формы.

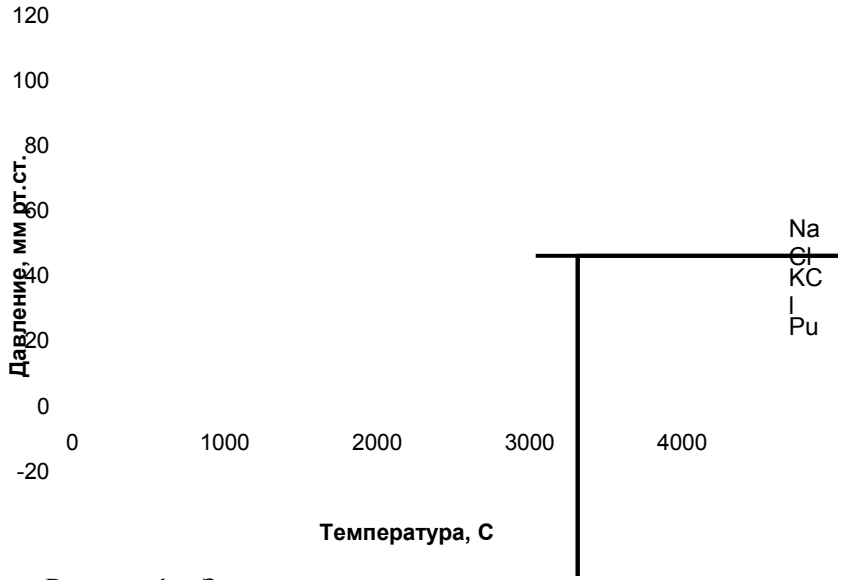


Рисунок 1 – Зависимость давления паров от температуры

В ходе экспериментальных исследований установлено, что процесс перегонки можно осуществлять в широком диапазоне температур. Ограничивающим фактором скорости процесса является площадь поверхности, на которой происходит конденсация солевых паров. В случае малой поверхности конденсации и интенсивного испарения солей, вероятен проскок солевых паров в вакуумную систему, что со временем приводит к забивке ее солями.

Большое влияние на скорость процесса оказывает температура конденсатора – с увеличением температуры увеличивается площадь поверхности теплообмена, низкая температура в конденсаторе приводит к отложению солей на входе, перекрытию проходного сечения и невозможности дальнейшего проведения процесса.

Проведенные исследования показали, что площадь конденсации в 120 $см^2$ является недостаточной при температуре испарения солей свыше 900 °С, потери составляют 10…12 % от массы заложенной соли. Получена зависимость скорости переконденсации солей от температуры в зоне испарения (рисунок 2).

Для исследования возможности разделения системы соль-металл в испарительный тигель с исходной солью добавляли порошок оксида магния, обладающего малым давлением паров в исследуемом диапазоне температур и давлений. Крупность порошка оксида магния составляла ≈ 100 мкм. В результате проведенного процесса переконденсации вся добавленная навеска оксида магния осталась в испарительном тигле (рисунок 3, а), в то время как соль сконденсировалась в приемном тигле (рисунок 3, б).

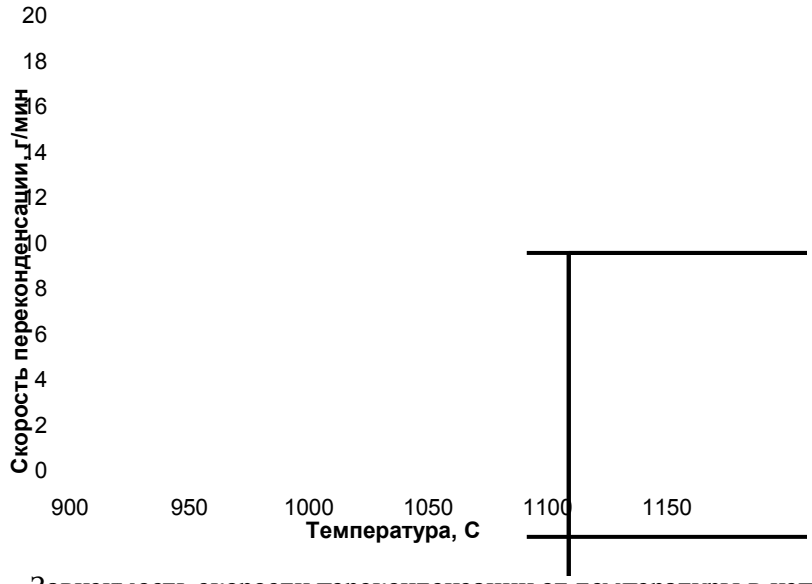
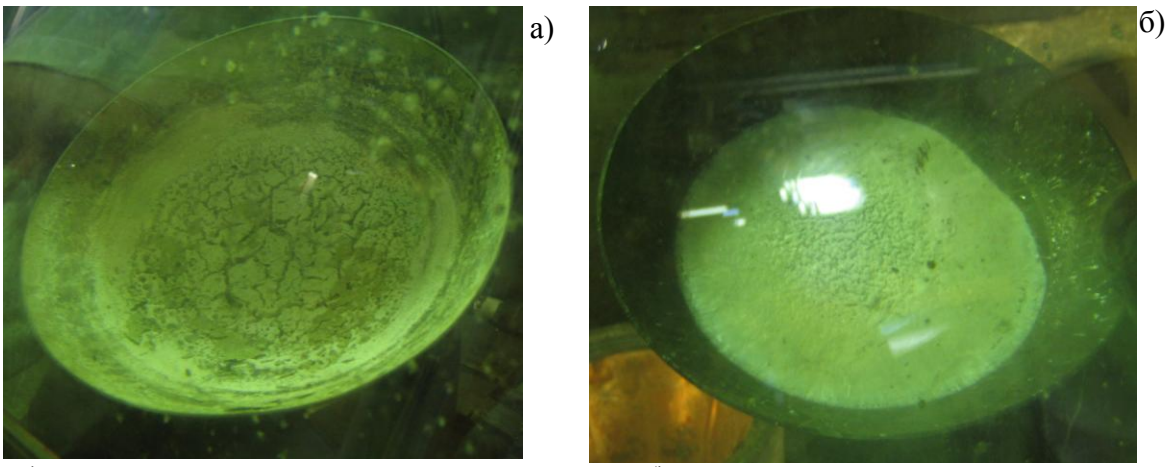


Рисунок 2 – Зависимость скорости переконденсации от температуры в испарителе



а) оксид магния в испарительном тигле б) солевой слиток в приемном тигле

Рисунок 3 – Испарительный и приемный тигли после опыта

В ходе проведенных экспериментальных исследований:

- показана принципиальная возможность разделения электролита методом вакуумной перегонки, с получением солевого и металлического слитков;
- определены оптимальные технологические параметры процесса переконденсации смеси хлоридных солей NaCl-KCl, применительно к использованному аппарату.

ПЛАМЕННОЕ ОБЕЗВРЕЖИВАНИЕ ЖИДКИХ ОРГАНИЧЕСКИХ УРАНСОДЕРЖАЩИХ ОТХОДОВ

Островский А.Ю.[1], Хлытин А.Л.[1], Островский Ю.В.[2], Заборцев Г.М.[2]
[1]ОАО «Новосибирский завод химконцентратов», г. Новосибирск
[2]ООО НПЦ «ЭЙДОС», г. Новосибирск
E-mail: ost@cn.ru

В результате производственной деятельности предприятий ГК «Росатом» происходит образование и накопление жидких органических радиоактивных отходов (ЖОРО), содержащих в своем составе отработанные индустриальные и вакуумные масла, экстракционные смеси, загрязненные соединениями урана, различной степени обогащения. Состав и количество жидких органических урансодержащих отходов ОАО «НЗХК» приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Тип и количество ЖОРО на ОАО «НЗХК»

Тип горючих отходов	Количество ЖОРО, образующихся за год, $м^3$	Содержание смеси изотопов урана, $мг/дм^3$
Экстракционная смесь ТБФ–РЭД-3М	1,6	4,5
Индустриальное масло Morlina 5	0,78	1
Индустриальное масло Omala 68	0,1	300
Минеральное масло ВМ-4	7,04	15

Для решения проблемы экологически безопасного обезвреживания жидких органических радиоактивных отходов предлагается использовать установку с пламенным циклонным реактором, к преимуществам которой следует отнести простоту и высокую эффективность, возможность переработки смешанных органических отходов (включая экстрагенты), а также водно-масляных эмульсий сложного состава (рисунок 1).

Для комплексной очистки дымовых газов, содержащих как газообразные включения (HCl, Cl_2, P_2O_5, SO_x), так и полидисперсную твердую фазу, предлагается использовать абсорбционно-конденсационная ступень.

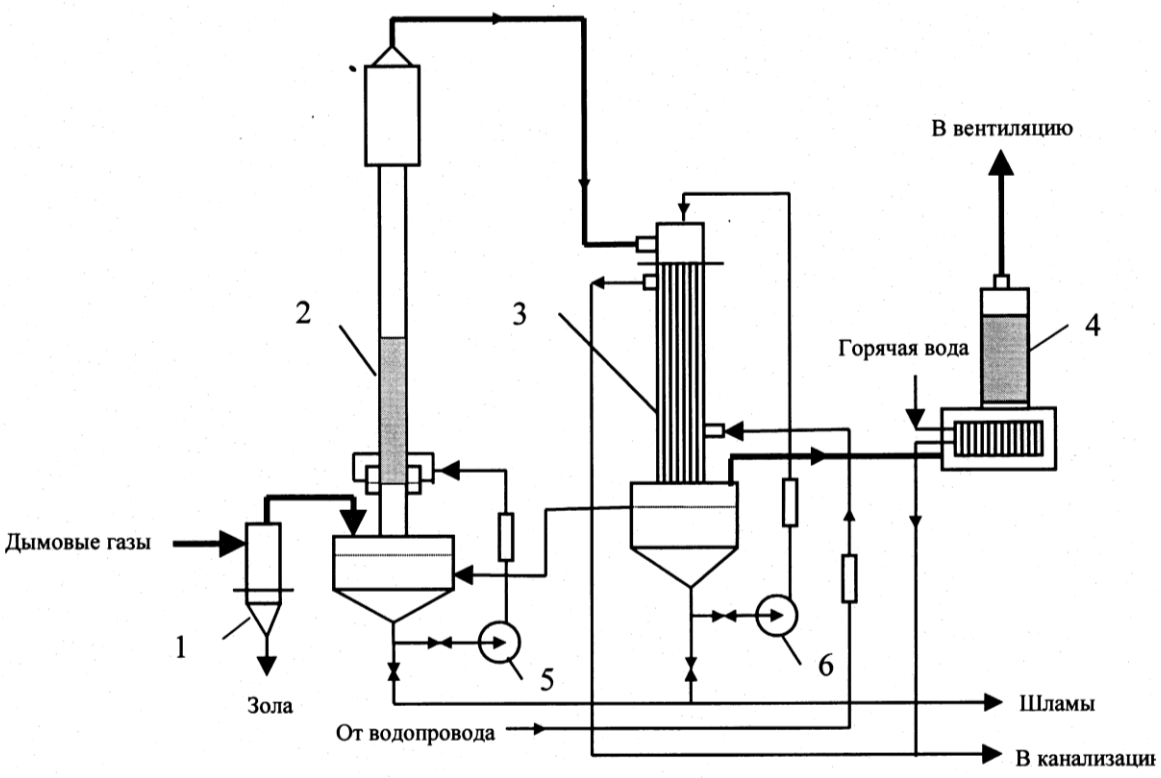


Рисунок 1 – Технологическая схема абсорбционно-конденсационной очистки газов

Очищаемые газы с температурой до 1200 °С поступают (при необходимости) в охлаждаемый циклон (1), где из них выделяется крупнодисперсная фракция твердой фазы (> 30 мкм).

Далее газы поступают в безнасадочный струйный скруббер (2), играющий роль как пыле-газоуловителя, так и высокоэффективного регенеративного теплообменника. Здесь в высокотурбулизированном пенном слое с постоянно обновляющейся поверхностью контакта фаз происходит очистка газов от среднедисперсной пыли (10…30 мкм) и подавляющей части газообразных компонентов с одновременным понижением температуры очищаемых газов до 70…90 °С за счет испарения орошающей жидкости.

После струйного скруббера газы, насыщенные парами воды, поступают в пленочный абсорбер-конденсатор (3), где в режиме конденсационного укрупнения происходит их очистка от мелкодисперсной составляющей твердой фазы (1…10 мкм), абсорбция следовых количеств SO_2, HCl, Cl_2, P_2O_5 и дальнейшее их охлаждение до 30…35 °С.

Финишная стадия очистки от тонкодисперсной (субмикронной) составляющей твердой фазы осуществляется на тонковолокнистом аэрозольном фильтре Петрянова (4) или его аналоге.

После этого газ, очищенный до установленных норм, эвакуируется в атмосферу.

Центробежные насосы 5 и 6 служат для подачи орошающих жидкостей в контактные зоны «мокрых» аппаратов.

Некоторые показатели очистки газов при термическом обезвреживании жидких органических отходов приведены в таблице 2.

Таблица 2 – Состав дымовых газов до и после очистки

Компоненты	Концентрации загрязняющих веществ, мг/м^3		
	Состав дымовых газов	Состав газов после очистки	ПДК
NO_2	22	0-2	5
SO_2	36	0-2	10
Полидисперсная твердая фаза	215	< 1	–

Отработанные орошающие растворы отправляются на дальнейшую переработку с целью извлечения и возврата в производство ценных компонентов.

В настоящее время на ОАО «НЗХК» проводятся опытно-промышленные испытания установки пламенного сжигания (УПС) на отработанных маслах, загрязненных ураном, производительностью 1,0…1,5 дм^3/час. Внешний вид установки приведен на рисунке 2. Параметры УПС представлены в таблице 3.

На первом этапе были проведены пробные испытания по сжиганию смеси чистых, не содержащих уран индустриальных масел Morlina 5, Omala 68, вакуумного масла ВМ-4 и экстракционной смеси трибутилфосфат–РЭД-3М. Полученные результаты показывают, что установка пламенного сжигания обеспечивает практически полное их обезвреживание. Концентрация СО на выходе ≤ 100 мг/м^3 при отсутствии частиц твердой фазы в очищенных газах.

Таблица 3 – Параметры установки пламенного сжигания

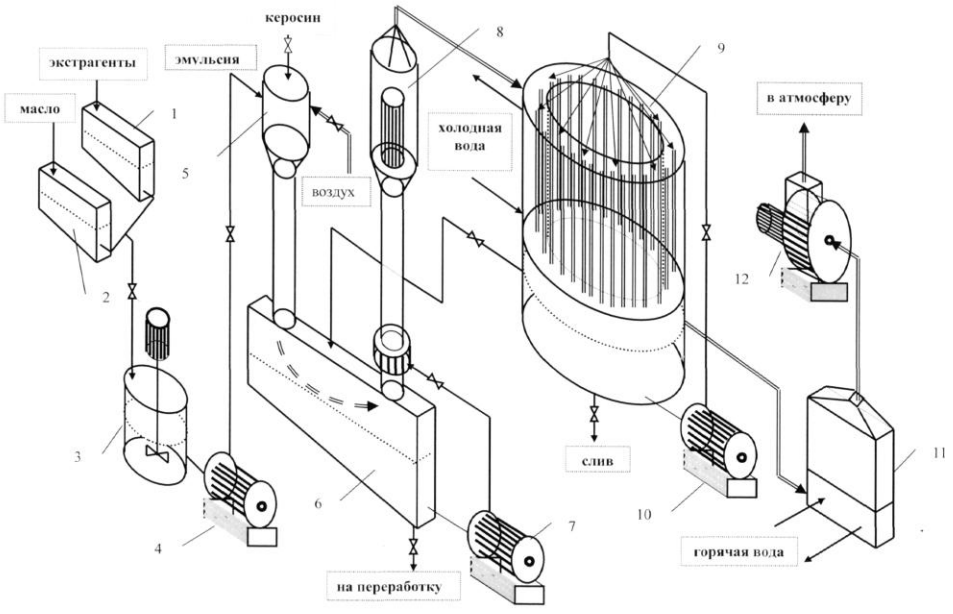
№	Характеристика	Размерность	Величина
1	Производительность	дм^3/ч	до 1,5
2	Температура сжигания	°С	900…1100
3	Габариты	мм	1750×800×2700
4	Диаметр реактора	мм	110
5	Потребляемая мощность	кВт	не более 2,5

Аппаратурно-технологическая схема установки пламенного сжигания жидких органических радиоактивных отходов в ядерно-безопасном исполнении представлена на рисунке 3.

Установка пламенного обезвреживания отработанных масел с абсорбционно-конденсационной ступенью очистки отходящих газов легко реализуется как в обычном, так и в ядерно-безопасном исполнениях и рекомендуется предприятиям отрасли для эффективного решения экологических проблем.



Рисунок 2 – Внешний вид опытно-промышленной установки термического обезвреживания отработанных масел



1 – приемные емкости; 2 – регулирующий вентиль; 3 – диспергатор; 4, 7, 10 – насосы-дозаторы: 5 – циклонный реактор; 6 – бак; 8 – пенно-струйный скруббер; 9 – абсорбер-конденсатор; 11 – фильтр ФПП; 12 – газодувка

Рисунок 3 – Аппаратурно-технологическая схема ядерно-безопасной установки обезвреживания жидких органических урансодержащих отходов

ПРОВЕРКА СПОСОБОВ ОЧИСТКИ УРАНОВЫХ РАСТВОРОВ ОТ ВЗВЕСЕЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ФЛОКУЛЯНТОВ

Парецков Е.Н., Бондин В.В., Бычков С.И., Ефремов И.Г., Кондратьев А.В.
ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск
E-mail: sphagnum@mail.ru

Согласно исходным данным на проектирование опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) на ФГУП «ГХК» концентрация урана в получаемых азотнокислых растворах должна составлять не менее 550 г/дм^3. Одной из наиболее серьезных и трудно решаемых проблем при переработке облученного ядерного топлива (ОЯТ) является организация процесса фильтрации высококонцентрированных азотнокислых растворов урана от взвесей и осадков (конструкционные материалы, нерастворимые примеси).

Растворы ОЯТ представляют собой малоконцентрированные по твердой фазе суспензии. Твердая фаза этих суспензий состоит из высокодисперсных и коллоидных взвесей, нарушающих нормальную работу экстракционного и кристаллизационного оборудования.

В состав нерастворимых примесей входят мелкодисперсные частицы графита, элементов платиновой группы, соединений молибдена, циркония, которые не отделяются на фильтрующей перегородке с размером пор 0,2 мкм [1].

Для повышения эффективности осветления суспензий применяют флокулянты, увеличивающие размеры частиц осадка в результате коагуляции и слипания дисперсных частиц. В лабораторных условиях опробованы некоторые типы флокулянтов для осветления имитаторов высококонцентрированных растворов ОЯТ.

Флокулянты представляют собой растворимые в воде линейные полимеры, состоящие из большого числа групп, с длиной цепочки до 1 мкм. Молекулярная масса флокулянтов может достигать нескольких миллионов, степень полимеризации 500…5000 и более [2].

В проведенных ранее экспериментах по осветлению азотнокислых растворов, полученных при растворении закиси-окиси урана (ЗОУ), содержащей примеси, в качестве флокулянта использовали полиакриламид (ПАА), $(\text{-CH-(CONH}_2)\text{CH-})_n$ – высокомолекулярный полимер, частично растворимый в воде и широко используемый в производственной и лабораторной практике [3].

В экспериментах установили влияние концентрации урана в растворах на скорость коагуляции. Осветляемый раствор был окрашен в черный цвет и содержал 580 г/дм^3 урана и 0,1 М/дм^3 азотной кислоты. Массовую концентрацию твердой фазы в растворе не определяли. Из этого исходного раствора приготовили серию растворов с концентрацией урана 200, 250, 300, 350 и 400 г/дм^3. Концентрация азотной кислоты во всех случаях составила 0,1 моль/дм^3. Навеску ПАА растворяли в теплой (~45 °С) воде при интенсивном перемешивании. Полученный раствор с концентрацией ПАА 0,1 % мас. использовали в течение суток.

Растворы урана с указанной концентрацией заливали в мерные пробирки вместимостью 25 мл до метки и при перемешивании добавляли в них раствор ПАА из расчета создания концентрации последнего ~ 0,01 % мас.

Практически сразу отметили укрупнение частиц и слипание осадка во всех растворах. Незначительная часть осадка прилипла к стеклянным стенкам сосудов. В первых трех растворах (200, 250, 300 г/дм^3) образующиеся осадки с различной скоростью стали оседать на дно. В пробирках с концентрацией урана 350 и 400 г/дм^3 движение осадка было разнонаправленным (распределение по всему объему).

За 1 час в первых трех пробирках осадок практически полностью осел. Высота слоя осветленного раствора составляла 13 см. В пробирках с концентрацией 350 и 400 г/дм^3 по урану часть твердой фазы осела на дно, а часть всплыла на поверхность.

Через 24 часа отстаивания картина принципиально не изменилась. Объем осадка во всех опытах составил 3 % об. В растворах с концентрацией урана 350…400 г/дм^3 хорошо просматривались три фазы:

- твердая фаза, плавающая на поверхности жидкой части;
- жидкая фаза, в которой под действием конвекционных потоков разнонаправлено двигались частицы твердой фазы;
- твердая фаза на дне пробирки.

Результаты испытаний представлены в таблице 1.

Растворы с концентрацией урана 350…400 г/дм^3 снова перемешали и перенесли в центрифужные пробирки и отфуговали их при 5000 об/мин в течение 20 минут. В пробирках четко просматривались три фазы аналогичные вышеописанным.

Отсюда следует, что осветление растворов, получаемых при растворении закиси-окиси урана, отстаиванием при добавлении флокулянта ПАА возможно только при концентрации урана не более 300 г/дм^3 [3].

Таблица 1 – Влияние концентрации урана в растворах на скорость коагуляции

Раствор	Концентрация урана, г/дм^3	Длительность коагуляции	Объем осадка, % от объема исходной суспензии	Распределение осадка в растворе, %		
				на дне	в средней части	на поверхности раствора
1	200	24	3	–	–	100
2	250	24	3	–	–	100
3	300	24	3	–	–	100
4	350	24	3	85…87	3…5	10
5	400	24	3	85…87	3…5	10

Для определения принципиальной возможности применения флокулянтов для осветления азотнокислых растворов с концентрацией 400 г/дм^3 по урану использовали неионогенный флокулянт марки BESFLOC K4000. Для проведения эксперимента взяли расчетное количество закиси-окиси урана для получения раствора 400 г/дм^3 по урану в количестве ~ 47 г и растворяли с подогревом в 7 М HNO_3 (100 мл) до прекращения газовыделения. Получился непрозрачный раствор черно-зеленого цвета. Разделили раствор на две равные порции по 50 мл. В первую порцию раствора ввели флокулянт при объемном соотношении раствора флокулянта и к раствору нитрата уранила 0,1. Вторую порцию раствора нитрата уранила считали – контрольной. Далее растворы выдерживали для осаждения твердой фазы. Во время эксперимента оба стакана подогревали до температуры 60…70 °С.

Раствор с флокулянтом осветлился в течение 15 минут. За счет конвекции при разности температур в исследуемом стакане происходила циркуляция флоккул в растворе сверху вниз, при которой флоккулы собирались в отдельную фазу на поверхности раствора.

В контрольном стакане также было отмечено циркулирование за счет разности температур и в дальнейшем укрупнение взвесей. Через 3 часа раствор осветлился, но в отличие от первого опыта при остывании раствора взвеси осели на дно.

Для осветления высококонцентрированных растворов урана (до 1200 г/дм^3) были опробованы флокулянты марки BESFLOC.

Флокулянты BESFLOC обладают повышенной вязкостью, при смешивании с суспензиями и коагуляции взвесей образуют крупные хлопья на поверхности раствора. Были опробованы 3 вида флокулянтов: неионогенный, анионный и катионный.

Неионогенные высоко молекулярные флокулянты BESFLOC K4000 и K4020 представляют собой белый гранулированный порошок, полностью растворимый в воде, со следующими характеристиками:

- размер гранул составляет 0,1 мм < 95 % < 1 мм;
- рекомендованные концентрации флокулянта в растворе: 0,05…0,1 %;
- ионность связи – нейтральная;
- вязкость 0,5 % раствора при 25 °С – 100…130 сПз;
- pH раствора при концентрации 0,1 % мас. – 6,0…8,0.

Анионный флокулянт BESFLOC K4032 низко молекулярный с очень низкой плотностью заряда, представляют собой белый гранулированный порошок, полностью растворимый в воде со следующими характеристиками:

- размер гранул составляет 0,1 мм < 95 % < 1 мм;
- рекомендованные концентрации флокулянта в растворе: 0,05…0,1 %;
- ионность связи – низко анионная;
- вязкость 0,5 % раствора при 25 °С – 140…180 сПз;
- pH раствора при концентрации 0,1 % мас. – 6,0…8,0.

BESFLOC K6651 катионный флокулянт средне молекулярный с очень высокой плотностью заряда представляет собой белый гранулированный порошок, полностью растворимый в воде со следующими характеристиками:

- размер гранул составляет 0,1мм < 95 % < 1 мм;
- рекомендованные концентрации флокулянта в растворе: 0,1…0,2 %;
- ионность связи – высоко катионоактивная;

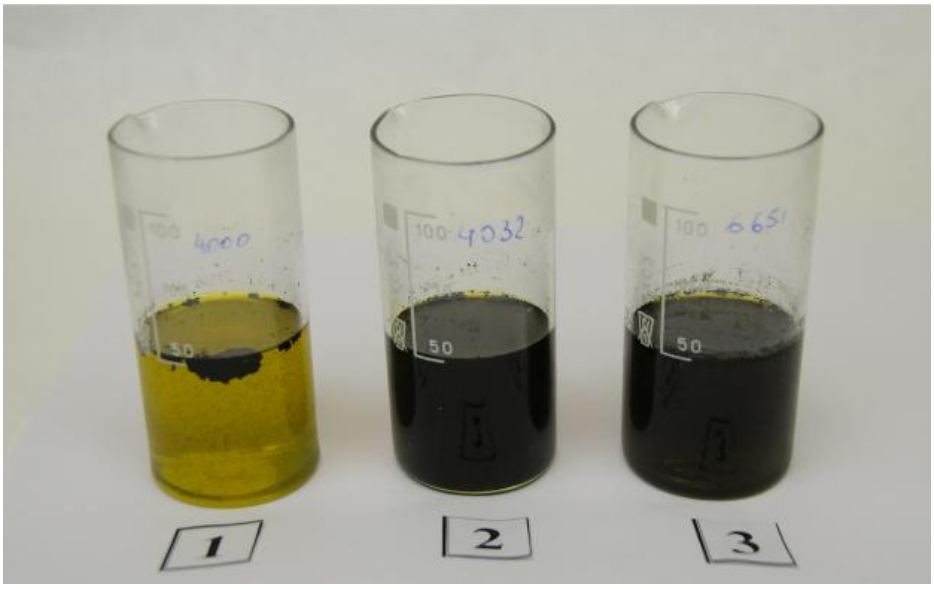
- вязкость 0,5 % раствора при 25 °С – 50…70 сПз;
- pH раствора при концентрации 0,2 % мас. – 3,0…5,0.

Рабочие растворы исследуемых флокулянтов использовали для осветления высоконцентрированных растворов урана. Концентрация урана в азотнокислом растворе составляла 1000 г/дм^3, при концентрации азотной кислоты 2 М/дм^3. Для имитации нерастворимого осадка использовали «ламповую» сажу. Исходная температура раствора имитатора ОЯТ составляла 90 °С.

При использовании неионогенного флокулянта BESFLOC K4000 эффект образования крупных хлопьев в высококонцентрированном растворе имитатора ОЯТ, содержащем «ламповую» сажу, наблюдали при объемном соотношении раствора (0,1 %) флокулянта к высококонцентрированному раствору нитрата уранила 1 к 10 (рисунок 1).

Анионный BESFLOC K4032 и катионный BESFLOC K6651 флокулянты образуют флоккулы малого размера только при длительном контакте (более 1 часа) с раствором. Флоккулы очень рыхлые и при перемешивании разрушаются.

При использовании неионогенных флокулянтов BESFLOC K4000 и K4020 для осветления растворов, содержащих платиновую «чернь», эффект укрупнения осадка (образование крупных хлопьев) не наблюдали.



1) раствором с флокулянтом BESFLOC K4000; 2) раствором с флокулянтом BESFLOC K4032; 3) раствором с флокулянтом BESFLOC K6651

Рисунок 1 – Высококонцентрированные растворы нитрата уранила с «ламповой» сажей, обработанные флокулянтами

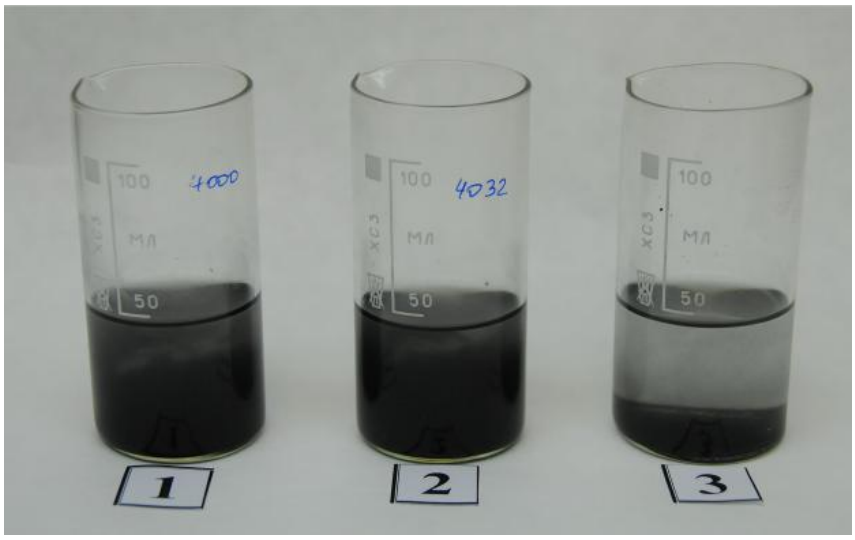
При взаимодействии флокулянта BESFLOC K6651 с раствором, содержащим платиновую «чернь», в течение 1 часа образовывались прочные флоккулы среднего размера. При перемешивании флоккулы не разрушались (рисунок 2).

Анионный BESFLOC K4032 и неионогенный BESFLOC K4000 флокулянты, при взаимодействии с раствором, содержащим платиновую чернь, не образуют укрупненных хлопьевидных взвесей и осадков даже при длительном (более 1 часа) контакте с раствором.

Устойчивость образованных флоккул проверяли путем длительной выдержки исследуемых растворов при температуре 120 °С. По истечении 40 минут флоккулы разрушались, при остывании раствора до 90 °С повторного образования флоккул не наблюдали.

Проверенно поведение растворов, обработанных флокулянтами, в условиях радиационного воздействия при мощности экспозиционной дозы (МЭД) 18,5 Р/(ч·дм^3) в течении 3-х суток. По истечении данного срока внешний вид разделенных фаз не изменился, флоккулы не разрушились.

В последующих исследованиях необходимо проверить оптимальные режимы осветления с применением флокулянтов на реальном ОЯТ.



1) раствором с флокулянтом BESFLOC K4000; 2) раствором с флокулянтом BESFLOC K4032; 3) раствором с флокулянтом BESFLOC K6651

Рисунок 2 – Обработанные флокулянтами безурановые растворы с платиновой «чернью»

Заключение

1 Проведенные испытания флокулянтов на модельных растворах показали возможность их использования при осветлении высококонцентрированных азотнокислых растворов реального ОЯТ.

2 Для осветления высококонцентрированных растворов нитрата уранила от взвесей с малой удельной плотностью можно использовать неионогенные флокулянты BESFLOC K4000 и K4020.

3 Катионный флокулянт BESFLOC K6651 целесообразно применять для осветления растворов от элементов платиновой группы.

4 Проверенно поведение растворов, обработанных флокулянтами, в условиях радиационного воздействия при мощности экспозиционной дозы (МЭД) 18,5 Р/(ч·дм^3) в течении 3-х суток. По истечении данного срока внешний вид разделенных фаз не изменился, флоккулы не разрушились.

5 В дальнейших исследованиях необходимо проверить оптимальные режимы осветления с применением флокулянтов на реальном ОЯТ как с фильтрацией на «тупиковом» фильтре, так и с последующим центрифугированием на оборотах обеспечивающих фактор разделения от 1000 до 3000.

6 Так же необходимо проверить пенообразующую способность исследуемых флокулянтов, а так же определить влияние флокулянтов на экстракцию.

Список литературы

1 Справка ДОР № 225. – Радиевый институт им. Хлопина, 1985.

2 Яковлев С.В., Карелин Л.А. и др. Очистка производственных сточных вод: Учебное пособие для вузов / Под ред. С.В. Яковлева, 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Стройиздат, 1985.

3 Бондин В.В., Бычков С.И., Ефремов И.Г., Парецков Е.Н., Кондратьев А.В., Жабин А.Ю. Проверка рекомендованных НИИ способов очистки урановых растворов от взвесей с использованием флокулянтов. Отчет о НИР ГХК. Инв. № 24/711 от 25.11.2009.

ПАРАМЕТРЫ ГАЗОТЕРМИЧЕСКОЙ ОБРАБОТКИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ ТВС ВВЭР-1000 ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ

Ряпусов А.Н.[1], Панов Г.А.[1], Сосновских А.Ю.[1], Ивенко В.М.[2], Чебыкин В.В.[2]
[1]ОАО «СвердНИИхиммаш», г. Екатеринбург
[2]ИВТЭ УрО РАН, г. Екатеринбург.
E-mail: aryapusov@mail.ru

При переработке облученного ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 в опытно-демонстрационном центре, строящемся на ФГУП «ГХК», предполагается проведение газотермической обработки оболочек твэлов из циркониевого сплава Э110 с последующим их механическим разрушением и отделением топлива от конструкционных материалов ТВС. Газотермическое охрупчивание основано на взаимодействии циркония при повышенных температурах с некоторыми газами [1], такими как кислород, азот, диоксид углерода, что приводит к значительному снижению его пластичности. Это позволяет проводить хрупкое разрушение оболочек твэлов с усилиями, значительно меньшими, чем при разрушении пластичных оболочек.

Для определения оптимальных параметров газотермической обработки в ИВТЭ УрО РАН совместно с ОАО «СвердНИИхиммаш» были проведены гравиметрические исследования по уточнению состава газовой среды и температурных режимов гарантированного охрупчивания единичных образцов оболочек твэлов из циркониевого сплава Э110.

Исследования проводились в двухзонной лабораторной печи сопротивления с рабочей температурой до 1250 °С.

В ходе исследований определялась кинетика газотермического охрупчивания сплава Э110 в зависимости от следующих параметров: интервал температур – 1025…1220 °С; газ-реагент – газовые смеси N_2-O_2-H_2O-CO_2 с объемным содержанием кислорода 0…21 %, объемным содержанием паров воды 0…2 %; продолжительность охрупчивания от 3 до 120 минут.

Установлена зависимость относительного привеса образцов трубок сплава Э110 от объемной доли кислорода в безводных газовых смесях азот-кислород при 1050 °С (рисунок 1). Жирные линии соответствуют одностороннему окислению завальцованным в виде тетраэдра концам трубок. Область до 3 % об. O_2 соответствует области «кислородного голодания», т.е. области в которой скорость окисления лимитируется доставкой кислорода к поверхности образца. При большем содержании кислорода в газовой смеси скорость процесса практически не зависит от концентрации кислорода и определяется диффузией компонентов в поверхностном слое образца.

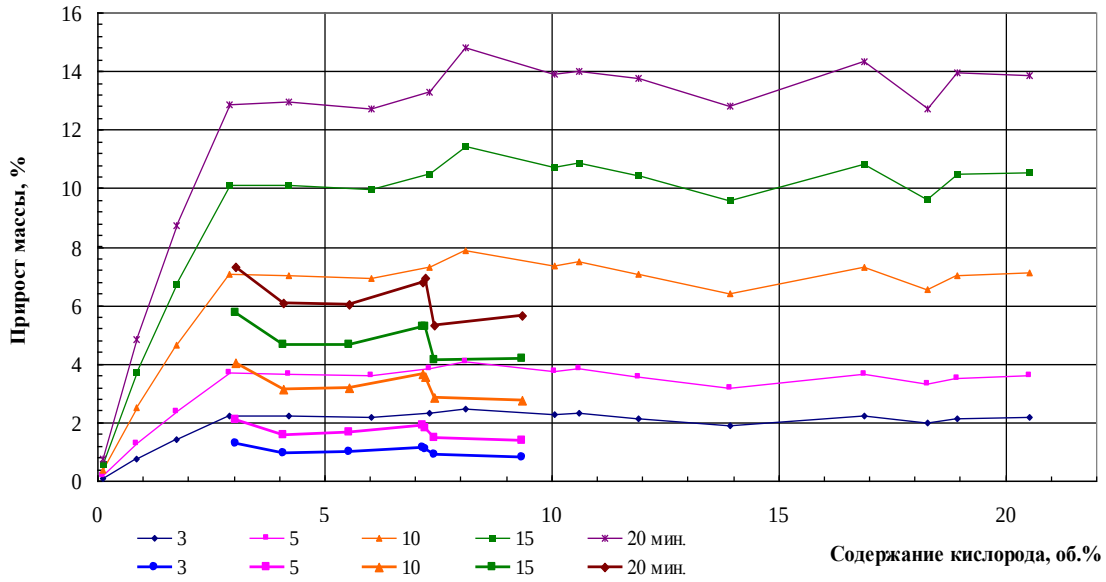


Рисунок 1 – Зависимость относительного привеса образцов трубок сплава Э110 от объемной доли кислорода в безводных газовых смесях O_2-N_2 при температуре 1050 °С

Определены температурно-временные границы одностороннего охрупчивания трубок, в различных газовых смесях (рисунок 2). Границы одностороннего охрупчивания в зависимости от относительного привеса представлены на рисунке 3.

При переходе от азотно-кислородной смеси с 7 % об. O_2 к смеси с 1 % об. O_2 и к смеси азот + 2 % об. H_2O относительный привес охрупченных оболочек снижается в 1,5…2,0 раза (от 8…14 к 4…11 % мас.). При переходе к смесям на основе N_2-CO_2-H_2O относительный привес охрупченных оболочек снижается еще в два раза (до 2…4 % мас.). Снижение привеса охрупченных оболочек приводит к уменьшению количества мелкодисперсного оксида циркония, образующегося на последующих операциях.

Полученные данные о скорости окисления сплава Э110 коррелируют со справочными литературными данными [2, с. 319].

На основании анализа результатов экспериментов определены оптимальные условия газотермической обработки трубок из сплава Э110, представленные в таблице.

Таблица – Рекомендуемые условия газотермической обработки трубок из сплава Э110 в кислород-азотной газовой смеси, содержащей около 2 % об. паров воды

1	Содержание кислорода в смеси, % об.	1…3
2	Содержание паров воды, % об.	1…2
3	Температура, °С	1100…1200
4	Время обработки, в обратной зависимости от температуры, мин.	7…25
5	Допустимый выход за указанные пределы: По температуре, °С (%) По времени ГТО, % По составу газа на входе, % об.	 20…30 (2…3) 20…30 0,5…1,0

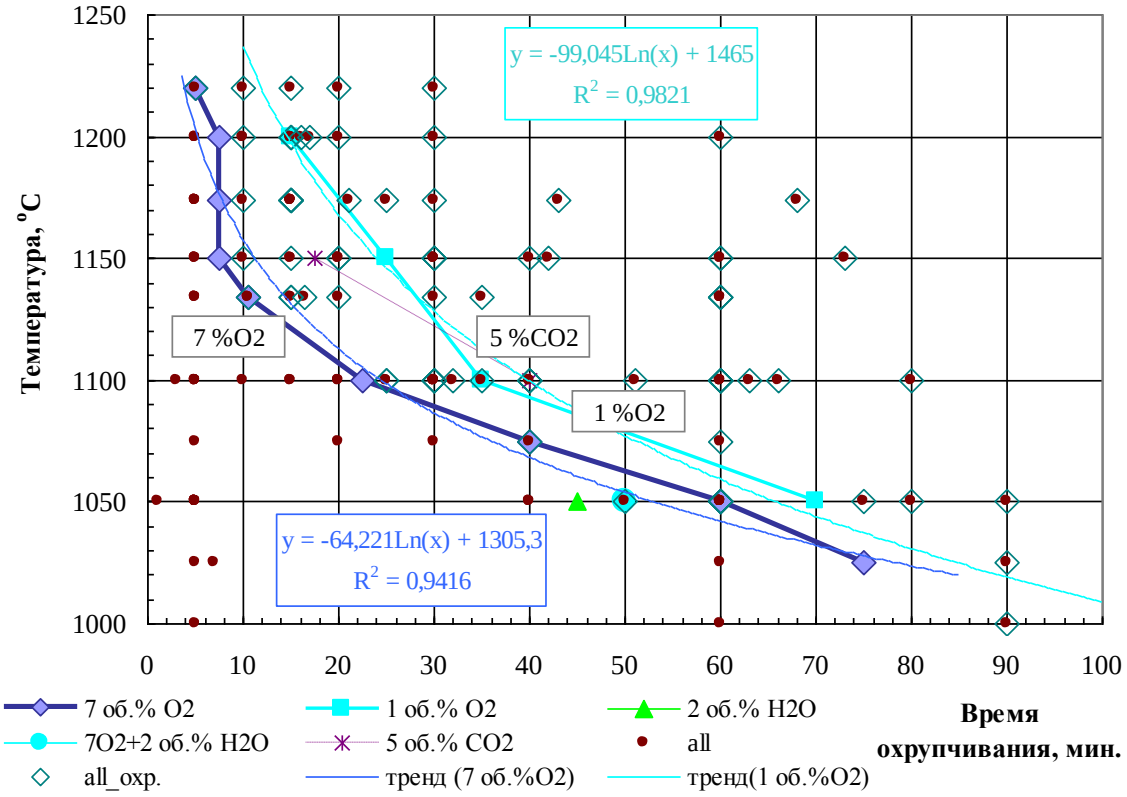


Рисунок 2 – Границы одностороннего «охрупчивания» трубок из сплава Э110, обработанных при различных температурах в течение указанного времени в газовых смесях системы N_2-O_2-H_2O-CO_2 (% об.)

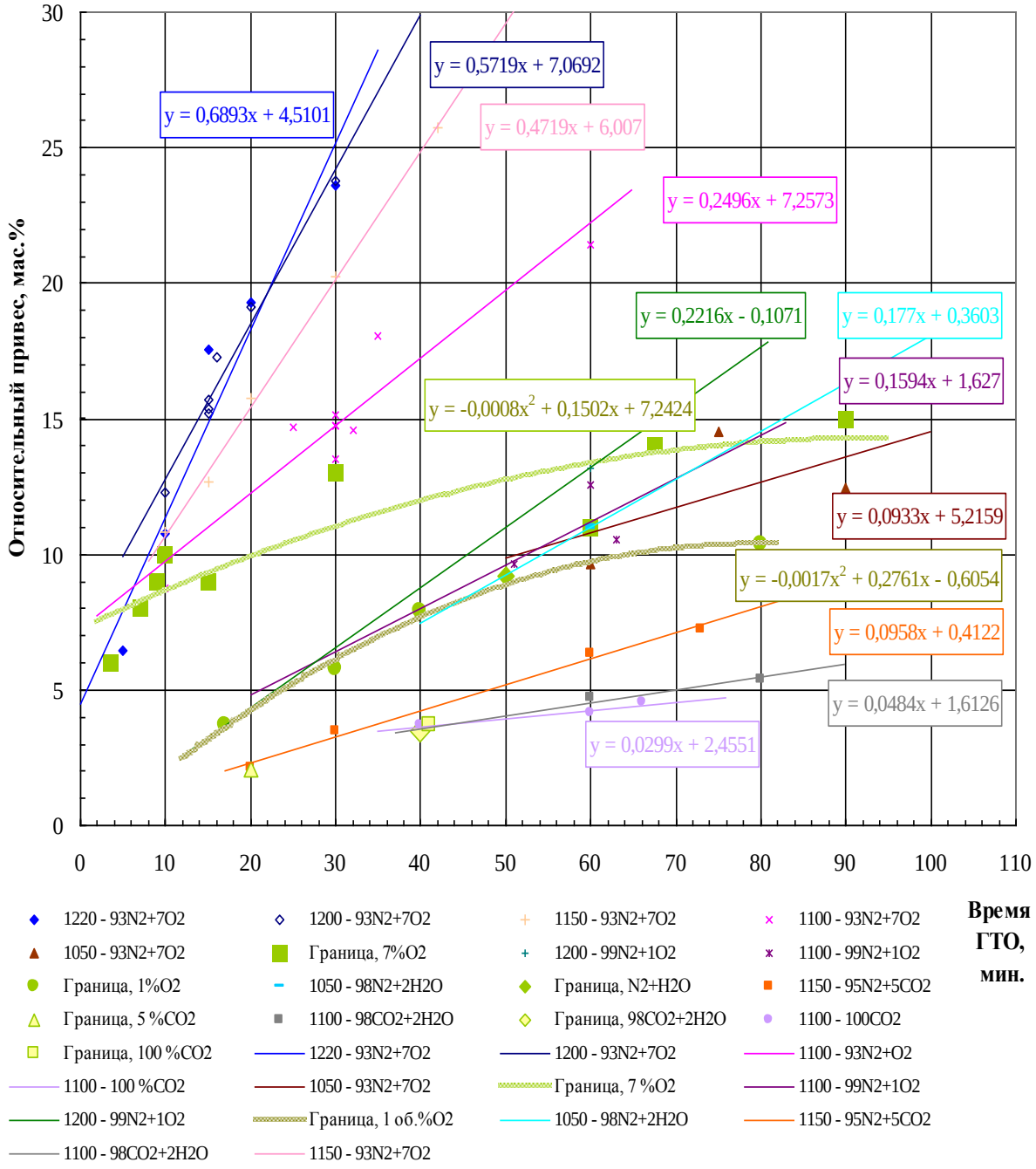


Рисунок 3 – Границы гарантированного одностороннего охрупчивания трубок из сплава Э110 в зависимости от относительного привеса

Список литературы

1 Steinbrück M., Stegmaier U., Ziegler T. Prototypical Experiments on Air Oxidation of Zircaloy-4 at High Temperatures, FZKA 7257, report htth://hikwww2.fzk.de/quench/reports.htm.

2 Коган Я.Д. и др. Константы взаимодействие металлов с газами. Под ред.: Б.А. Колачев, О.П. Левинский, О.П. Назимов, А.В. Фишгойт. – М.: Металлургия, 1987. – 368 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ОЧИСТКИ ВОДНО-ХВОСТОВЫХ РАСТВОРОВ, СОДЕРЖАЩИХ РАДИОНУКЛИДЫ, МЕТОДОМ СООСАЖДЕНИЯ С ОКСАЛАТНЫМИ СОЕДИНЕНИЯМИ

Селявский В.Ю.[1], Скрипников В.В.[1], Житков С.А.[1], Савушкина М.К.[2], Косарева И.М.[2], Шалунова И.С.[2]

[1]ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск

[2]Учреждение Российской академии наук «Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина», г. Москва

E-mail: duncan@qwertynet.ru

В настоящее время на Сибирском химическом комбинате активно изучаются различные способы переработки РАО, выполняется комплекс исследовательских работ по очистке водно-хвостовых растворов (ВХР) содержащих радионуклиды. Значительная часть удельной α-активности ВХР главным образом определяется присутствием америция.

Актуальность проблемы переработки РАО обусловлена, растущими требованиями экологической безопасности, а так же возможностью практического использования искусственных радиоактивных элементов. С другой стороны, сокращение объемов РАО снижает затраты на хранение и улучшает экономические характеристики всего топливного цикла.

Проведенные ранее исследования [1] показали возможность извлечение радионуклидов из растворов имеющих сложный химический состав (Na, K, Mg, Ca, Ba, Al, Cr, Fe, Mn, Ni, Zn, V, W, Si, Cu, Ti, F, Cl и др.), в широком интервале концентраций оксалатным методом. В основу метода положено взаимодействие оксалатов приводящее к образованию труднорастворимого осадка.

Целью данной работы явилось изучение состояния основных компонентов, участвующих в процессе осадкообразования, для обоснования оптимальных режимов проведения оксалатной очистки ВХР.

Особенностью ВХР, поступающих на оксалатное осаждение, является высокая кислотность (до 500 г/дм^3), нейтрализации которой сопровождается образованием значительного количества нитрата натрия. Исходя из этого, на первом этапе работы было исследовано влияние солесодержания и кислотности на растворимость щавелевой кислоты.

Методика проведения исследований заключалась в следующем. К насыщенному раствору щавелевой кислоты (0,9 моль/дм^3) приливали раствор гидроксида натрия (9,26 моль/дм^3). Для поддержания в образцах постоянного и одинакового солесодержания в насыщенный раствор щавелевой кислоты вводили нитрат натрия в виде сухой соли. Полученные системы тщательно перемешивали и оставляли до установления равновесного состояния. В каждой из систем после выдержки наблюдалось выделение твердой фазы, жидкую фазу отделяли от осадка, замеряли в ней значение pH, определяли остаточную кислотность титрованием с гидроксидом натрия в присутствии индикатора фенолфталеина и концентрацию оксалат-ионов методом перманганатометрии [2].

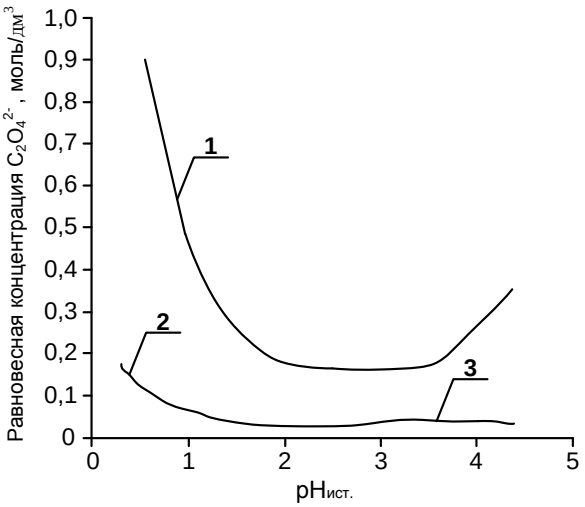
В результате проведенных исследований установлено, что исходное значение pH при концентрации оксалат-ионов 0,9 моль/дм^3 составляет ~ 0,6 (рисунок 1, кр.1). По мере роста значений pH до ~ 2,2 равновесная концентрация оксалат-ионов резко падает до величины 0,165 моль/дм^3, которая не меняется при изменении pH вплоть до 3,5. При дальнейшем увеличении pH до 4,5 наблюдается незначительное увеличение равновесного содержания оксалатов. Полученная закономерность обусловлена происходящей диссоциацией щавелевой кислоты по уравнению:

$$H_2C_2O_4 \rightleftarrows H^+ + HC_2O_4^-,$$

приводящей к образованию кислого оксалата натрия, растворимость которого (17 г/дм^3 [3]) существенно ниже растворимости щавелевой кислоты (86 г/дм^3 [3]) в аналогичных условиях. В области pH > 3,5 процесс диссоциации продолжается:

$$H_2C_2O_4 \rightleftarrows H^+ + C_2O_4^{2-}.$$

В растворе появляется анион $C_2O_4^{2-}$, которому соответствует более растворимый средний оксалат натрия $Na_2C_2O_4$ (37 г/дм^3 [3]), в результате чего равновесная концентрация оксалат-ионов растет (рисунок 1, кривая 1).



1 - [$NaNO_3$] - отс.; [F] - отс; 2 - [$NaNO_3$] = 300 г/дм^3; [F] – отс;
3 - [$NaNO_3$] = 300 г/дм^3; [F] - 2 г/дм^3

Рисунок 1 – Зависимость равновесной концентрации оксалат-ионов от значения pH для растворов с разным составом

Влияние кислотности, а также присутствия фторидов на растворимость $H_2C_2O_4$ в растворах, содержащих [$NaNO_3$] ~ 300 г/дм^3, приведено на рисунке 1 (кривая 2 и 3).

Согласно полученным результатам (рисунок 1, кривая 2), растворимость щавелевой кислоты в растворах с заданным солесодержанием резко падает и составляет 0,175 моль/дм^3. Полученный результат объясняется химическим взаимодействием нитрата натрия и оксалат-ионов с образованием ограниченно растворимых натриевых солей щавелевой кислоты и высвобождением H^+ – ионов.

Как и в предыдущем случае (рисунок 1, кривая 1), последующий рост значения pH приводит к уменьшению содержания оксалат-ионов в растворе до минимального значения ~ 0,028 моль/дм^3, которое сохраняется в области pH ~ 1,7…2,7 (рисунок 1, кривая 2) и отвечает растворимости $NaHC_2O_4$ в заданных условиях.

Поскольку одним из основных компонентов ВХР является фтор-ион, было исследовано его влияние на поведение щавелевой кислоты. Для этого в раствор с солесодержанием 300 г/дм^3 добавляли фтористый натрий в количестве [F^-] = 2,0 г/дм^3. Из результатов эксперимента (рисунок 1, кривая 3) видно, что во всем исследуемом диапазоне pH фториды не оказывают влияния на поведение оксалат-ионов (поскольку кривые 2 и 3 накладываются друг на друга с незначительным расхождением).

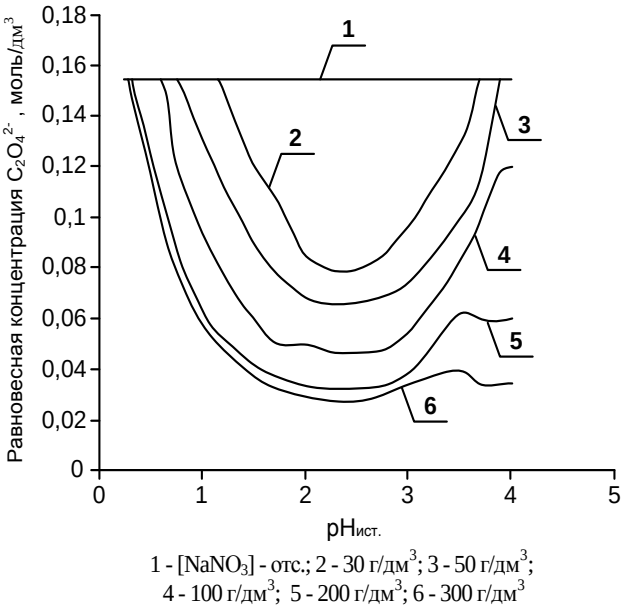
На основании полученных результатов можно сделать заключение, что нейтрализация растворов щавелевой кислоты приводит к образованию осадков в виде ограниченно растворенных натриевых солей. В области pH до 3,5 – это кислая соль $NaHC_2O_4$, при pH > 3,5 в твердой фазе появляется и средняя соль $Na_2C_2O_4$. В присутствии нитрата натрия (300 г/дм^3) растворимость этих солей существенно снижается (эффект «общего» иона). Наличие фторидов в количестве до 2 г/дм^3 никакого влияния на поведение компонентов не оказывает.

Поскольку процесс нейтрализации ВХР будет сопровождаться постепенным накоплением в растворе нитрата натрия, были проведены специальные опыты по определению равновесных концентраций оксалат-ионов в условиях солесодержания [$NaNO_3$] от 0 до 300 г/дм^3 в интервале pH 0,5…4,5.

На рисунке 2 приведены данные по равновесным концентрациям оксалат-ионов в растворе в зависимости от pH при разном солесодержании. Как показал эксперимент, в отсутствии нитрата натрия (рисунок 2, кривая 1) раствор щавелевой кислоты сохраняет гомогенность во всем исследуемом диапазоне pH. При концентрации нитрата натрия в растворе [$NaNO_3$] = 30 г/дм^3 область гомогенной устойчивости сокращается (рисунок 2, кривая 2), при pH > 1,2 появляются осадки, количество которых возрастает при увеличении pH до значения 2,25…2,5. Дальнейший рост pH вплоть до 3,7 приводит к растворению образовавшихся осадков и при pH > 3,7 осадки не образуются.

С увеличением солесодержания характер исследуемой зависимости сохраняется, но, вместе с тем, увеличивается количество образовавшихся осадков и расширяется область

осадкообразования. Так, при солесодержании 50 г/дм^3 выделение твердой фазы начинается уже при pH ~ 0,75, и только при pH > 3,9 раствор остается гомогенным. При концентрации нитрата натрия [$NaNO_3$] = 100…300 г/дм^3 система гетерогенна во всем исследованном интервале pH (рисунок 2, кривые 5 и 6).



1 - [$NaNO_3$] - отс.; 2 - 30 г/дм^3; 3 - 50 г/дм^3;
4 - 100 г/дм^3; 5 - 200 г/дм^3; 6 - 300 г/дм^3

Рисунок 2 – Зависимость равновесной концентрации оксалат-ионов от значения pH при разном содержании нитрата натрия

Анализ представленных результатов (рисунок 2) позволил выделить область pH = 1,5…2,8 в пределах которой концентрация оксалат-ионов минимальна для всего интервала концентраций нитрата натрия. Необходимо отметить, что с увеличением содержания $NaNO_3$ указанная область расширяется симбатно с солесодержанием, тогда как абсолютные значения равновесных концентраций оксалат-ионов в растворе падают.

На основании полученных результатов исследований в чистых условиях, были проведены исследования процесса очистки ВХР имеющих сложный химический состав [4] от радионуклидов (америция) методом оксалатного соосаждения на носителях с концентрацией нитрата натрия около 300 г/дм^3. Поскольку кислотность ВХР составляет от 4 до 6 моль/дм^3, то в процессе нейтрализации гидроксидом натрия содержание нитрата натрия в растворе увеличивается. В нейтрализованных ВХР кислотность составляла 0,2 моль/дм^3.

Реагенты вводили в виде растворов: раствор щавелевой кислоты с концентрацией 0,8 моль/дм^3 и нитрата кальция с концентрацией 108 г/дм^3.

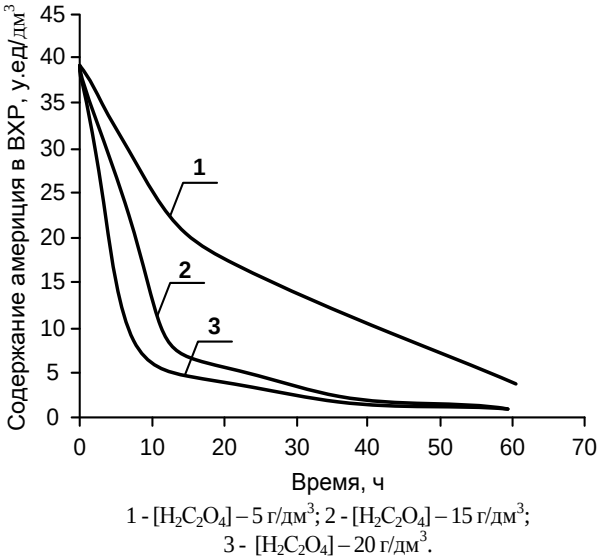
В нейтрализованный ВХР вводили щавелевую кислоту до концентраций 5, 15 и 20 г/дм^3. Избыточную кислотность нейтрализовали раствором гидроксида натрия, объем растворов доводили до равных объемов дистиллированной водой. Остаточная кислотность при этом составила около 0,1 моль/дм^3.

Осветленную часть ВХР анализировали на остаточное содержание америция, результаты исследований представлены на рисунке 3.

В результате проведенных исследований установлено, что извлечение америция из ВХР на оксалате натрия составило от 89 до 97 % от исходного содержания. Коэффициент очистки в зависимости от количества введенной щавелевой кислоты был равен, соответственно 9; 34 и 35. Минимальное остаточное содержание америция в ВХР ~ 1,0 у.ед/дм^3.

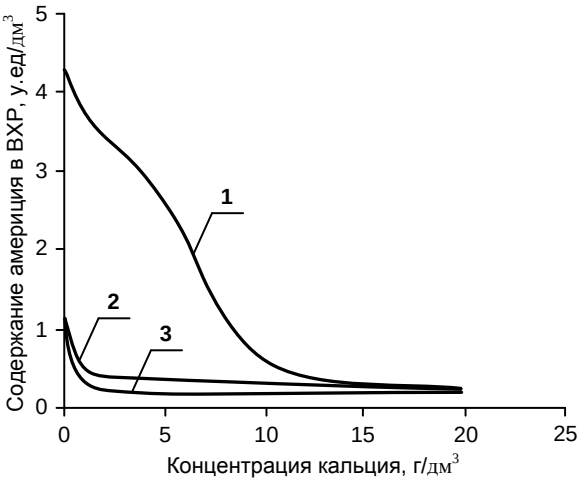
Поскольку, очевидно, что наиболее «глубокая» очистка от америция происходит на оксалате кальция, эксперимент был продолжен следующим образом.

Растворы, полученные в ходе проведения предыдущих исследований, отделили от осадка и ввели в них нитрат кальция до концентрации по кальцию 1,3; 5; 10 и 20 г/дм^3 без дополнительного введения щавелевой кислоты. После выдержки системы в течение суток жидкую фазу декантировали и проанализировали на остаточное содержание америция, а также осадкообразующих компонентов (оксалатов и кальция).



1 - $[H_2C_2O_4]$ – 5 г/дм^3; 2 - $[H_2C_2O_4]$ – 15 г/дм^3;
3 - $[H_2C_2O_4]$ – 20 г/дм^3.

Рисунок 3 – Кинетика осаждения америция из ВХР в зависимости от концентрации щавелевой кислоты



1 - $[H_2C_2O_4]$ – 5 г/дм^3; 2 - $[H_2C_2O_4]$ – 15 г/дм^3;
3 - $[H_2C_2O_4]$ – 20 г/дм^3.

Рисунок 4 – Зависимость остаточного содержания америция в ВХР после введения различного содержания нитрата кальция

На рисунке 4 приведены данные по остаточному содержанию америция в ВХР в зависимости от концентрации введенного кальция. Можно видеть (рисунок 4), что при минимальном введении щавелевой кислоты (кривая 1) очистка от америция в значительной степени зависит от концентрации кальция. В более концентрированных по оксалатам системах (кривая 2 и 3) максимальное извлечение америция достигается уже при наименьшей концентрации кальция.

Таким образом, для эффективной очистки 1-ой системы (кривая 1) потребуется введение кальция до уровня ~ 15…20 г/дм^3, а для 2-ой и 3-ей (кривая 2 и 3) – достаточно добавить ~ 1,3 г/дм^3 кальция. С учетом извлечения америция на оксалате кальция его убыль в ВХР составила 91…99 % от исходного содержания.

На основании полученных результатов исследований можно сделать заключение:

1) для обоснования оптимальных концентраций осадителей, вводимых в ВХР на стадии оксалатной очистки была исследована растворимость щавелевой кислоты в зависимости от кислотности и концентрации нитрата натрия. Было установлено, что указанный показатель определяется растворимостью оксалата натрия;

2) определены величины растворимости щавелевой кислоты в интервале pH 0,5…4,5 при [$NaNO_3$] от 0 до 300 г/дм^3. Полученные результаты позволят нормировать количество вводимой щавелевой кислоты в соответствии с солесодержанием ВХР после нейтрализации;

3) оценена эффективность очистки ВХР от америция при введении только щавелевой кислоты, т.е. при образовании оксалата натрия. Установлено, что в этих условиях может выводиться до 97 % присутствующего америция;

4) при необходимости более глубокой очистки в ВХР необходимо введение ионов кальция, которые, взаимодействуя с присутствующей щавелевой кислотой, образуют оксалат кальция, в результате чего извлекается до 99 % америция;

5) предложенный и опробированный на реальных пробах ВХР двухстадийный вариант очистки отличается высокой экономичностью и значительно упрощает обращение с образовавшимися твердыми фазами:

- извлечение основного количества америция будет происходить на оксалате натрия, который хорошо растворим в воде, что обеспечивает концентрирование америция и существенно облегчает его последующую утилизацию;
- появляется возможность повторного использования оксалат-ионов в качестве осадкообразователей;
- уменьшается расход дополнительного реагента – кальциевой соли.

Промышленная реализация метода требует его доработки в части минимизации расхода щавелевой кислоты, времени отстаивания, а также условий осаждения оксалата кальция.

Список литературы

1 Скрипников В.В., Житков С.А., Селявский В.Ю. Исследование процесса соосаждения америция с оксалатом кальция // Материалы Отраслевой научно-практической конференции молодых специалистов и аспирантов, 18-22 ноября 2008 г. – г. Северск: Изд. СГТА, 2008. – 318 с. ISBN 978-5-93915-092-7.

2 Аринушкина Е.В. Руководство по химическому анализу почв – М.: МГУ, 1970, – 487 с.

3 Handbook Chemistry and Physics Cleveland. – 1955. – 1500 p.

4 Харитонов О.В. Выделение америция методом вытеснительной комплексообразовательной хроматографии / Автореферат. – М., 2008. – 24 с.

5 Матюха В.А., Карелин А.И. Оксалатные соединения лантаноидов и актиноидов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 208 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА СООСАЖДЕНИЯ АМЕРИЦИЯ ИЗ ВОДНО-ХВОСТОВЫХ РАСТВОРОВ С ОКСАЛАТОМ КАЛЬЦИЯ

Селявский В.Ю., Скрипников В.В., Житков С.А.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: duncan@qwertynet.ru

Производственная деятельность предприятий ядерно-топливного цикла связана с образованием и накоплением радиоактивных отходов (РАО), требующих дальнейшей переработки и захоронения. Безопасное обращение с РАО является необходимым условием развития атомного энергопромышленного комплекса.

Актуальность проблемы переработки РАО обусловлена, растущими требованиями экологической безопасности, а так же возможностью практического использования искусственных радиоактивных элементов. С другой стороны, сокращение объемов РАО снижает затраты на хранение и улучшает экономические характеристики всего топливного цикла.

В настоящее время на Сибирском химическом комбинате активно изучаются различные способы переработки РАО, выполняется комплекс исследовательских работ по очистке водно-хвостовых растворов (ВХР) содержащих радионуклиды.

Проведенные ранее исследования на модельных растворах [1] показали возможность очистки растворов, имеющих сложный химический состав, методом соосаждения с оксалатом кальция. В основу метода положено взаимодействие ионов кальция и оксалатов приводящее к образованию труднорастворимого осадка [2]. Очистка от америция может происходить как за

счет процессов соосаждения с твердой фазой ($CaC_2O_4 \cdot H_2O$), так и сорбционного захвата поверхностью осадка. Говорить об образовании собственной фазы оксалата америция не представляется возможным, поскольку его растворимость соизмерима с концентрацией америция в растворе. Исходя из этого, оптимальные режимы очистки будут определяться природой образовавшихся твердых соединений, а также их количеством, однозначно связанных с поверхностью.

Для реализации метода соосаждения с оксалатом кальция были проведены исследования на ВХР химико-металлургического производства содержащих америций. ВХР содержали щелочные элементы (Na, K), щелочно-земельные элементы (Mg, Ca, Ba), F, Cl, Al, Cr, Fe, Mn, Ni, Zn, V, W, Si, Cu, Ti и др. в широком интервале концентраций. В целом состав растворов близок к составу аналогичных растворов, приведенных в литературе [3].

Целью данной работы явилось изучение процесса осаждения америция из ВХР методом оксалатного соосаждения на носителе (кальции).

Перед проведением исследований на ВХР химико-металлургического производства была проведена оценка влияния времени нейтрализации модельного раствора на кинетику осаждения оксалата кальция.

Методика проведения исследований заключалась в следующем. К подготовленному модельному раствору (не содержащего америций) с кислотностью 5 моль/дм^3, вводили реагенты в виде растворов щавелевой кислоты с концентрацией 0,8 моль/дм^3 и нитрата кальция с концентрацией 120 г/дм^3. Полученные системы тщательно перемешивали и выдерживали (исходная концентрация кальция в растворе 5 г/дм^3, избыточная концентрация щавелевой кислоты относительно стехиометрического количества по отношению к кальцию 10 г/дм^3). Расчетное количество раствора гидроксида натрия (14,3 моль/дм^3) дозировали по времени при постоянном перемешивании (после нейтрализации раствора последней каплей гидроксида натрия, раствор переливали в стандартный лабораторный цилиндр с делениями для контроля за скоростью осаждения оксалата кальция).

Результаты влияния времени нейтрализации модельного раствора на кинетику осаждения оксалата кальция представлены на рисунке 1.

Анализ полученных данных показал, что максимальная скорость осаждение оксалата кальция наблюдается при самом медленном (кривая 5) и самом быстром (кривая 1) дозировании гидроксида натрия. Установлено, что основная масса осадка формируется за 2 часа, и видна четкая граница раздела фаз (ГРФ), а далее происходит процесс уплотнения.

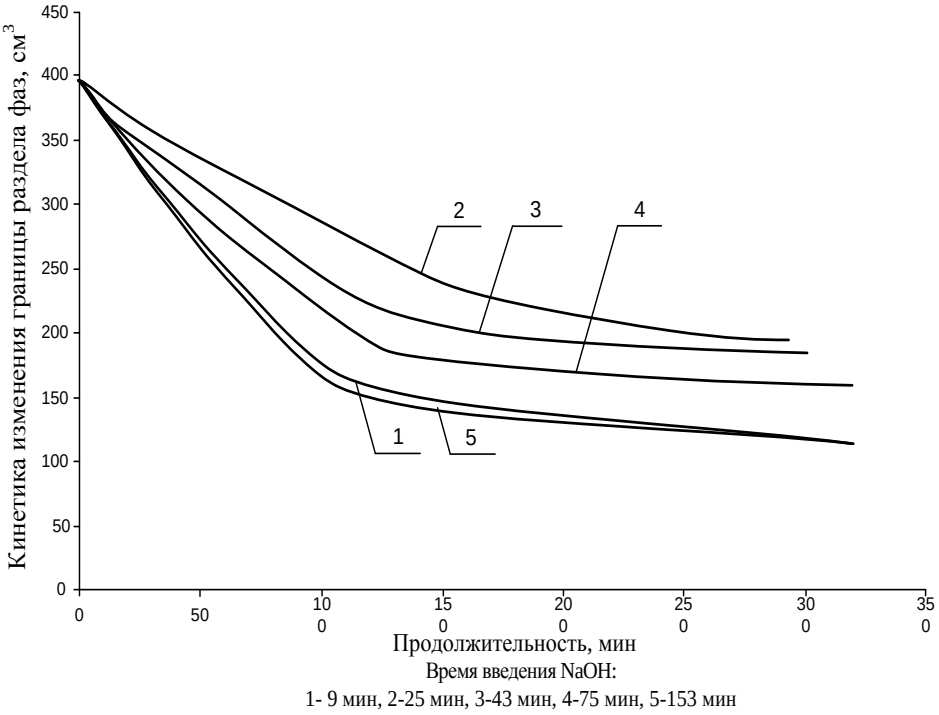


Рисунок 1 – Влияние времени нейтрализации модельного раствора на кинетику осаждения оксалата кальция

На основании полученных результатов исследований в чистых условиях, были проведены исследования кинетики осаждения оксалата кальция на ВХР имеющих сложный химический состав.

При выполнении исследований использовали ВХР с разной концентрацией америция. Все реагенты вводили в виде растворов щавелевой кислоты с концентрацией 0,8 моль/дм^3 и нитрата кальция с концентрацией 120 г/дм^3. На основании полученных ранее исследований [1] выбрали значение вводимого кальция на уровне 10 г/дм^3 и щавелевой кислоты с избытком в количестве 10 г/дм^3 (по отношению к кальцию).

Основываясь на полученных результатах осаждения оксалата кальция в чистых условиях, провели процесс нейтрализации с минимальным временем введения раствора гидроксида натрия (14,3 моль/дм^3) при постоянном перемешивании. После нейтрализации произвели отстой, контролируя границу разделения фаз. Результаты исследований представлены на рисунке 2.

На основании полученных результатов установлено, что основная масса осадка формируется за 1,0…1,5 часа, далее происходит процесс уплотнения, и через 18 часов объем осадка уменьшился на 12 %. Поэтому при проведении последующих экспериментов время выдержки не превышало 2 часов.

Изучение процесса осаждения америция из ВХР при различной кислотности проводили методом оксалатного соосаждения на кальции.

Перед проведением экспериментов приготовили растворы нитрата кальция (120 г/дм^3) и щавелевой кислоты (0,8 моль/дм^3) используя реагенты марки «чда» и дистиллированную воду.

Методика проведения исследований заключалась в следующем: в проанализированный ВХР с разной исходной концентрацией по америцию, добавили щавелевую кислоту и нитрат кальция до заданных концентраций, тщательно перемешали и довели объем до заданного уровня дистиллированной водой. Процесс осаждения проводили при кислотности от 1,0 до 0,01 моль/дм^3 (pH = 0…2). Дальнейшее уменьшение кислотности раствора не проводили в связи с возможным осаждением гидроксидов Fe, Al, Cr [4]. Время отстоя для формирования осадка было выбрано 2 часа, далее полученные осадки отделили от раствора, который анализировали на остаточное содержание америция.

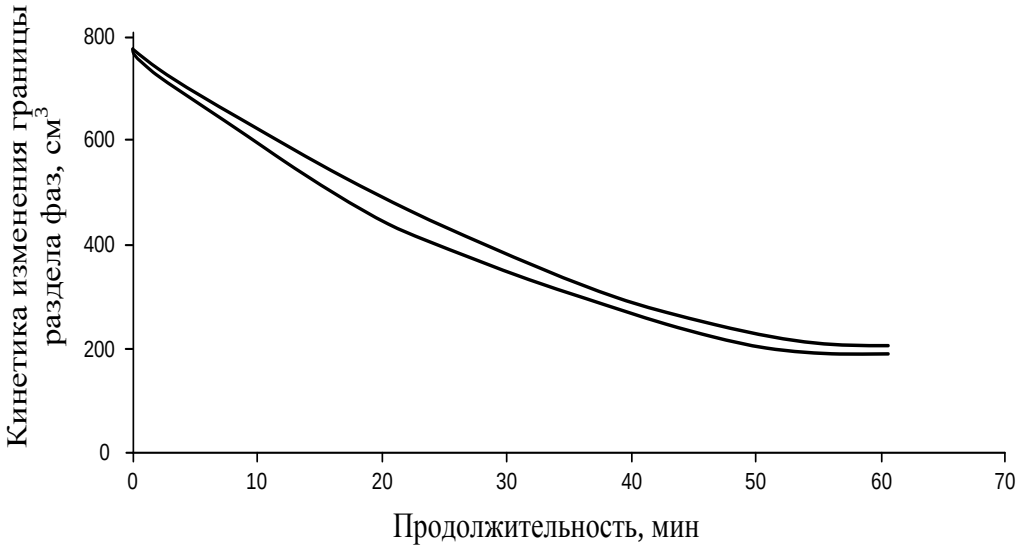
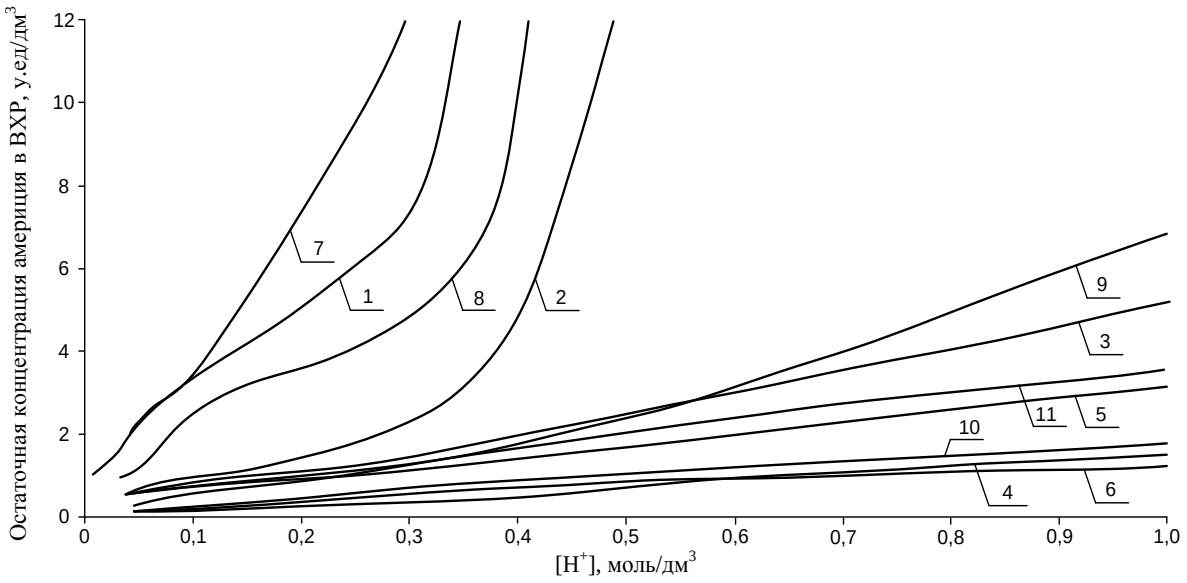


Рисунок 2 – Кинетика осаждения оксалата кальция из ВХР

Одним из основных параметров, корректируемых в процессе оксалатного осаждения, является кислотность, которую определяли путем титрования щелочью в присутствии фенолфталеина. Определение содержания оксалат-иона в исследуемых растворах проводили методом основанном на пермонганаметрическом титровании. Кальций в растворах определяли методом основанном на комплексонометрическом титровании при pH = 10…12 с мурексидом в качестве индикатора. Результаты исследований представлены на рисунке 3.



Параметры осаждения
при содержании америция 100 у.ед/дм^3: 1 – 5 г/дм^3 [Ca] и 5 г/дм^3 [$H_2C_2O_4$], 2 – 5 г/дм^3 [Ca] и 10 г/дм^3 [$H_2C_2O_4$], 3 – 10 г/дм^3 [Ca] и 5 г/дм^3 [$H_2C_2O_4$], 4 – 10 г/дм^3 [Ca] и 10 г/дм^3 [$H_2C_2O_4$], 5 – 20 г/дм^3 [Ca] и 5 г/дм^3 [$H_2C_2O_4$], 6 – 20 г/дм^3 [Ca] и 10 г/дм^3 [$H_2C_2O_4$];
при содержании америция 235 у.ед/дм^3: 7 – 5 г/дм^3 [Ca] и 5 г/дм^3 [$H_2C_2O_4$], 8 – 5 г/дм^3 [Ca] и 10 г/дм^3 [$H_2C_2O_4$], 9 – 10 г/дм^3 [Ca] и 5 г/дм^3 [$H_2C_2O_4$],10 – 10 г/дм^3 [Ca] и 10 г/дм^3 [$H_2C_2O_4$];
при содержании америция 500 у.ед/дм^3: 11 – 10 г/дм^3 [Ca] и 10 г/дм^3 [$H_2C_2O_4$].

Рисунок 3 – Зависимость остаточного содержания америция в ВХР от кислотности

Из полученных результатов следует, что с увеличением концентрации кальция и щавелевой кислоты остаточная концентрация америция в ВХР уменьшается, достигая минимального значения при кислотности раствора менее 0,1 моль/дм^3, концентрации кальция в ВХР 20 г/дм^3 и концентрации избытка щавелевой кислоты 10 г/дм^3.

На основании проведенных исследований можно сделать заключение:

1) проведены исследования кинетики осаждения оксалата кальция на чистых и ВХР;

2) проведен процесс осаждения америция из ВХР, имеющих сложный химический состав, методом оксалатного соосаждения на кальции;

3) показана возможность очистки ВХР и выделение из них америция методом соосаждения с оксалатом кальция до остаточной концентрации менее 0,05 у.ед/дм^3;

4) для ВХР с присутствием америция оптимальными условиями проведения процесса осаждения являются следующие параметры:

- концентрация кальция в ВХР 10 г/дм^3;
- концентрация избытка щавелевой кислоты 10 г/дм^3;
- кислотность для процесса осаждения 0,1…0,2 моль/дм^3;
- продолжительность осаждения 2 часа.

Список литературы

1 Скрипников В.В., Житков С.А., Селявский В.Ю. Исследование процесса соосаждения америция с оксалатом кальция // Материалы Отраслевой научно-практической конференции молодых специалистов и аспирантов, 18-22 ноября 2008 г. – г. Северск: Изд. СГТА, 2008. – 318 с. ISBN 978-5-93915-092-7.

2 Фрумина Н.С., Кручкова Е.С., Муштакова С.П. Аналитическая химия кальция. – М.: Наука, 1974. – 252 с.

3 Харитонов О.В. Выделение америция методом вытеснительной комплексообразовательной хроматографии / Автореферат. – М., 2008. – 24 с.

4 Справочник по аналитической химии / Под редакцией Ю.Ю. Лурье. – М.: Химия, 1979. – 480 с.

5 Матюха В.А., Карелин А.И. Оксалатные соединения лантаноидов и актиноидов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 208 с.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОПТИМАЛЬНЫХ УСЛОВИЙ ПРОЦЕССА ДЕСУБЛИМАЦИИ ЛЕТУЧИХ ФТОРИДОВ МЕТАЛЛОВ

Смолкин П.А.[1], Кобзарь Н.Ю.[1], Галата А.А.[1], Буйновский А.С.[2], Софронов В.Л.[2]
[1] **ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск**
[2]**ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск**
E-mail spa-net@mail.ru

Введение

В технологии получения ряда чистых веществ и полупродуктов, в том числе и технологии ядерного горючего, особое значение имеет сублимационно-десублимационный передел, являющийся рафинировочной операцией.

Все существующие десублиматоры по способу выделения твердой фазы из газового потока можно условно разделить на три группы: поверхностные, объемные и смешанные [1]. Однако все эти аппараты имеют существенный недостаток – невысокий выход в десублимат основного продукта (80…90 %), причиной которого является образование аэрозолей при сильном переохлаждении пара десублимирующегося вещества и их унос из системы.

В промышленности процессы десублимации VF_5, ZrF_4, TiF_4, WF_6, UF_6, ReF_6 и других летучих фторидов металлов обычно ведут при температурах, которые значительно ниже истинных температур десублимации. Последнее вызывает образование ядер нуклеации в объеме аппарата и, как следствие, потерю продукта в виде аэрозолей.

Ранее проведенные нами исследования влияния температуры поверхности аппарата на процесс десублимации тетрафторида титана показали [2], что при уменьшении температуры десублимации ниже истинной на 250° дает пушистый, кристаллический, игольчатого типа десублимат; на 150° – слой сыпучего продукта, покрытый эластичной пленкой; на 100° – твердый стекловидный продукт по всему слою. При этом потери продукта на выходе из десублиматора составили 27, 12 и 5% мас. соответственно.

Наиболее эффективным способом десублимации явился бы такой, при котором в условиях изменяющегося теплового режима удалось бы подавить процесс появления аэрозолей и контролировать нарастание слоя десублимата, обеспечивая при этом максимальное заполнение аппарата и его проходимость.

1 Образование аэрозолей при пересыщении пара

Сущность процесса десублимации заключается в доставке газообразных молекул продукта из объема парогазовой смеси к холодной поверхности десублиматора. Поскольку десублимация может протекать с высокой скоростью только при выполнении условия [1]

$$S = \frac{P}{P_{\infty(T)}} \le S_{кр}\ , \qquad (1)$$

где S – степень пересыщения парогазовой смеси; $S_{кр}$ – критическая степень пересыщения, выше которой начинается процесс образования зародышей твердой фазы в объеме аппарата; P, $P_{\infty(T)}$ – текущее давление газа в системе и давление пара вещества над плоской поверхностью десублимата при данной температуре, Па,

то в зависимости от того, каким образом организован процесс десублимации, возможны различные пути его протекания. Если $S_{кр}$ достигается только на поверхности десублиматора, то весь продукт осядет на ней. При этом, чем меньше ее температура, тем выше скорость процесса десублимации. Однако экспериментально установлено [2], что выход продукта в десублимат при этом резко снижается в результате его объемной десублимации, возникающей всегда там, где достигается $S_{кр}$, зона которой будет перемещаться с поверхности в объем парогазовой смеси (рисунок 1).

При гомогенной десублимации под критическим пересыщением $S_{кр}$ понимают такое, при котором скорость образования зародышей, способных к дальнейшему росту, равна единице, то есть I = 1 $см^{-3}\cdot с^{-1}$. Подобное допущение, конечно, является условным, так как образование зародышей происходит и при I < 1, но скорость такого процесса мала.

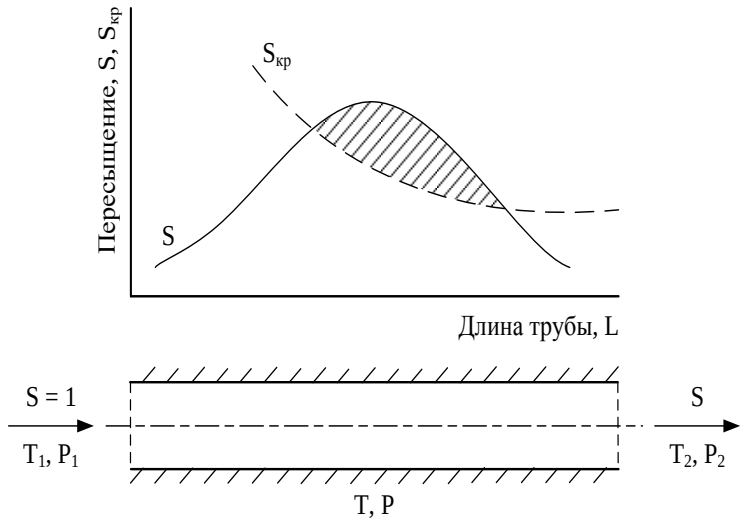


Рисунок 1 – Изменение пересыщения потока пара при движении по трубе

Учитывая сильную зависимость скорости образования зародышей от пересыщения пара [1, 3], можно рассчитать значение критического пересыщения пара при его гомогенной десублимации, принимая I = 1 и S = $S_{кр}$, по уравнению

$$\lg S_{кр} = \sqrt{\frac{1{,}44}{\lg K}} \cdot \frac{M}{\rho} \cdot \left(\frac{\sigma}{T}\right)^{3/2}, \tag{2}$$

где σ – поверхностное натяжение, Дж/см^2; M – молекулярная масса десублимируемого вещества, г/моль; K – кинетический множитель, равный

$$K = \frac{\gamma}{\rho} \cdot \left(\frac{2m\sigma}{\pi}\right) \cdot \left(\frac{P}{\kappa T}\right)^2, \tag{3}$$

κ – постоянная Больцмана, равная $1{,}38 \cdot 10^{-23}$ Дж/К; γ – коэффициент десублимации, выражающий долю молекул пара, остающихся в результате соударений на твердой поверхности десублиматора. В зависимости от природы десублимирующегося вещества, от степени загрязнения его примесями, от наличия молекул инертного газа и ряда других факторов его величина может колебаться от 0 до 1,0; M – масса молекулы пара десублимирующегося вещества, кг; ρ – плотность десублимата, кг/м^3; T – температура в системе, К.

Поверхностное натяжение σ находится из уравнения:

$$\sigma = \frac{\Delta H - RT}{V^0} \cdot \frac{\Delta n}{n} \cdot h, \tag{4}$$

ΔH – изменение энтальпии при испарении, кДж/моль; R – универсальная газовая постоянная, равная 8,314 Дж/(моль·К); N – координационное число; Δn – число недостающих соседей в поверхностном слое; H – толщина монослоя молекулы (для фторидов равная 0,2…0,3 нм), м; V_0 – мольный объем твердого вещества, см^3/моль, равный

$$V^0 = \frac{M}{\rho}. \tag{5}$$

Пересыщению, существующему в системе в каждый момент времени, отвечает определенный критический размер частицы. Радиус критического сферического зародыша $r_{кр}$ определяется из уравнения Томсона [3, 4]:

$$r_{кр} = \frac{2\sigma M}{\rho RT \ln S}. \quad (6)$$

При достижении зародышем определенного критического размера $10^{-4}…10^{-3}$ мкм, зародыш стабилизируется и становится центром кристаллообразования, имея тенденцию к неограниченному росту [3, 4].

Массовую концентрацию возникающего при этом тумана G (г/м^3), можно рассчитать по уравнению [3]

$$G = \frac{MP_{\infty(T)}}{RT} \cdot (S-1). \quad (7)$$

Вопрос о том, где произойдет десублимация продукта – на поверхности десублиматора или в объеме парогазовой смеси, определяется соотношением скоростей массо- и теплообмена десублимирующего продукта, которые можно оценить с помощью критерия Льюиса Le [4, 5]:

$$Le = \frac{\alpha}{C_p \rho \beta}, \quad (8)$$

где α – коэффициент теплоотдачи, Вт/(м^2·К); β – коэффициент массоотдачи, м/с; C_p – удельная теплоемкость газа при постоянном давлении, Дж/(кг·К).

Если Le > 1 при данных условиях, то интенсивность теплообмена будет выше интенсивности массообмена. В результате этого десублимирующийся продукт не успевает доставляться к поверхности десублиматора в виде пара, и преобладающим будет процесс объемной десублимации.

2 Моделирование процесса десублимации

С использованием формул (1)-(8) нами была разработана математическая модель и программы расчета на ЭВМ процесса десублимации летучих фторидов металлов [8], позволяющая рассчитать многоступенчатый процесс десублимации и довести степень извлечения целевого продукта из парогазовой смеси практически до 100%. Математическая модель позволяет определить количество ступеней десублимации, оптимальную температуру десублимирующей поверхности на каждой ступени, исключающую образование аэрозолей при максимальной скорости процесса десублимации.

В качестве примера ниже приведены результаты математического моделирования процесса десублимации гексафторида урана (ГФУ), графически изображенные на рисунках 2, 3. На рисунке 4 показана зависимость степени пересыщения пара гексафторида урана от температуры стенки десублиматора.

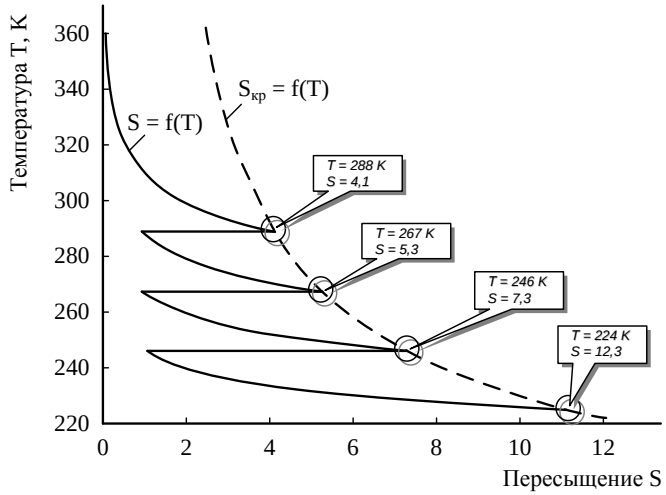


Рисунок 2 – Зависимость степени пересыщения и критической степени пересыщения от температуры стенки десублиматора

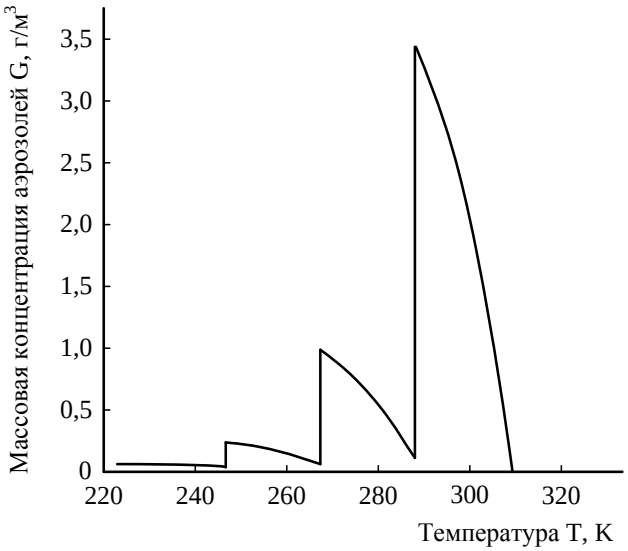


Рисунок 3 – Зависимость массовой концентрации аэрозолей от температуры стенки десублиматора

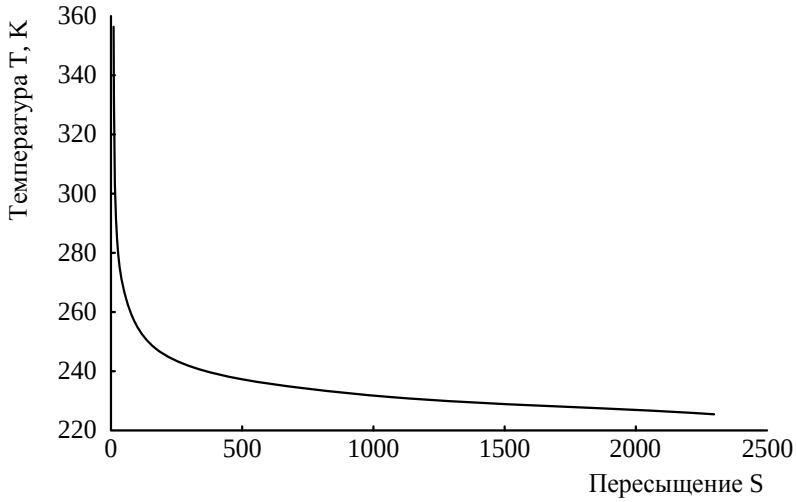


Рисунок 4 – Зависимость степени пересыщения ГФУ от температуры стенки десублиматора

Так, для наиболее полного улавливания ГФУ из технологического газа процесса фторирования октооксида триурана модель показала на необходимость организации четырех ступеней десублимации при температурах 15, минус 6, минус 27 и минус 49 °С. При этом остаточное давление ГФУ в газовой смеси на выходе из каждой ступени будет равным $7{,}37 \cdot 10^3$; $1{,}38 \cdot 10^3$; $1{,}86 \cdot 10^2$ и 13,3 Па, а степени его улавливания на каждой ступени составляют 76,05; 19,51; 3,9 и 0,5 %, соответственно. Таким образом, общая степень улавливания гексафторида урана после четырех ступеней десублимации составит не менее 99,96 %.

Заключение

Разработана математическая модель и программы расчета эффективной температуры десублимации веществ, позволяющие выявить те параметры процесса, при которых достигается максимальная скорость процесса поверхностной десублимации и минимизируется процесс образования аэрозолей в объеме аппарата.

Предложенная методика расчета параметров процесса десублимации проверена при определении оптимальных условий процессов десублимации TiF_4, ZrF_4, UF_6 и может быть применена для аналогичных расчетов процессов десублимации (конденсации) других веществ, обеспечивая максимальную эффективность процесса.

Список литературы

1 Грин Х., Лейн В. Аэрозоли – пыли, дымы и туманы. – Л.: Химия, 1969. – 428 с.

2 Софронов В.Л., Буйновский А.С., Васильев К.Ф. О сублимационной очистке тетрафторида титана / VII Всес. симпозиум по химии неорг. фторидов. Тезисы докладов. – М.: Наука, 1984. – С. 73. ISBN 5-901688-08-2.

3 Амелин А.Г. Теоретические основы образования тумана при конденсации пара. – М.: Химия, 1972. – 304 с.

4 Горелик А.Г., Амитин А.В. Десублимация в химической промышленности. – М.: Химия, 1986. – 272 с.

5 Райст П. Аэрозоли. Введение в теорию. Пер. с англ. – М.: Мир, 1987. – 320 с.

6 Смолкин П.А., Буйновский А.С., Великосельская Н.Д. Расчет скорости зародышеобразования, роста и осаждения частиц на ЭВМ: Практическое руководство для студентов. – Северск: СТИ ТПУ, 1999. – 28 с.

7 Смолкин П.А., Брендаков В.Н., Лазарчук В.В., Буйновский А.С. Моделирование процесса десублимации гексафторида урана // Технология и автоматизация атомной энергетики. Научные труды отраслевой НТК, посвященной 45-летию СГТИ. – Северск: СГТИ, 2004. – Т. 1. – С. 103-107. ISBN 5-93915-062-4.

8 Смолкин П.А., Лазарчук В.В., Софронов В.Л. Процессы десублимации в химической технологии: Учебное пособие. – Северск: СГТИ, 2005. – 90 с. ISBN 5-93915-068-3.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕПЛОВЫХ И ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ УСЛОВИЙ ПРОЦЕССА ДЕСУБЛИМАЦИИ ЛЕТУЧИХ ФТОРИДОВ МЕТАЛЛОВ

Смолкин П.А.[1], Галата А.А.[1], Брендаков В.Н.[2], Буйновский А.С.[2], Софронов В.Л.[2]
[1] ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
[2]ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail spa-net@mail.ru

Введение

От правильной организации тепловых режимов процесса десублимации летучих веществ в поверхностных десублиматорах зачастую зависит не только стабильность и эффективность работы десублимационного оборудования, но и экологическая безопасность производства. Так, при получении гексафторида урана (ГФУ) путем фторирования октооксида триурана ГФУ при десублимации может накапливаться на определенных участках поверхности кольцевого аппарата, где образуются наиболее эффективные условия для данного процесса [1], что часто приводит к закупорке аппарата или проскоку несконденсированной фазы через аппарат, поэтому степень заполнения промышленных десублиматоров целевым продуктом редко превышает 80 %.

Вместе с этим, по мере образования слоя твердого продукта живое сечение кольцевой емкости десублимационного аппарата уменьшается и соответственно увеличивается скорость газа, изменяются температура поверхности десублимации, а также условия теплопередачи от десублимирующегося продукта к поверхности аппарата [2]. Эти факторы приводят к изменению условий десублимации целевого продукта и при определенных условиях может произойти проскок газообразного ГФУ из аппарата, поэтому газы после стадии фторирования, содержащие ГФУ, кислород и избыток фтора проходят два или более последовательно соединенных десублиматоров. При этом в каждом следующем аппарате по ходу газа поверхность десублимации увеличивается.

Поэтому актуальным является определение оптимальных условий десублимации ГФУ из парогазовой смеси с целью управления фронтом десублимации в аппарате и увеличения степени заполнения десублиматора твердым продуктом за счет равномерного его распределения по объему аппарата, исключения потерь продукта, связанных с неэффективной работой поверхности десублимации, предупреждения внезапной закупорки аппарата твердым гексафторидом урана.

Эти задачи можно решить с помощью разработанной нами математической модели процесса десублимации, описывающей массовые, тепловые и гидродинамические потоки внутри аппарата. Эта модель позволяет определить:

- массовые потоки парогазовой смеси и твердого ГФУ внутри аппарата (материальные потоки);

- коэффициенты тепло- и массопередачи от парогазовой смеси к твердой поверхности;

- время охлаждения парогазовой смеси от начальной температуры до температуры десублимации ГФУ;

- скорость и массу ГФУ, выделяющегося из газового потока в твердую фазу, на единицу поверхности десублиматора;

- изменение тепло- и гидродинамических потоков внутри аппарата, происходящих за счет увеличения толщины слоя продукта на его стенках в процессе десублимации.

1 Материальный расчет процесса десублимации ГФУ

Материальный расчет проводился на основе схемы материальных потоков, поступающих в десублиматор и отходящих из него, с учетом десублимации гексафторида урана (рисунок 1). Полученные данные в дальнейшем будут использованы при тепловом расчете процесса охлаждения парогазовой смеси, содержащей ГФУ.

Парогазовая смесь, выходящая из реактора фторирования оксидов урана, имеет сложный состав. Вместе с целевым продуктом реакции – гексафторидом урана, в ней присутствуют избыток фтора и фтороводород, поступающий вместе с фтором на фторирование оксидов урана и образующийся в результате взаимодействия фтора с неизбежно присутствующей в газовой фазе влагой. Кроме того, в газовую смесь вместе с фтором и ГФУ попадают примеси, присутствующие в оксидах урана, а также пары дифторида кислорода OF_2 и нитроксилфторида NOF. В виду невысокого содержания последних в парогазовой смеси, концентрациями HF, OF_2 и NOF можно пренебречь.

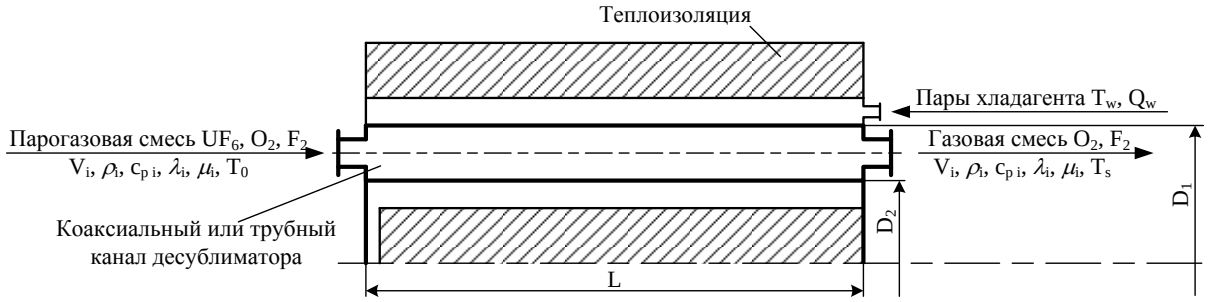


Рисунок 1 – Схема материальных потоков, поступающих в десублиматор и выходящих из него

При заданной массовой производительности десублиматора по основному продукту и составу реакционных газов **до десублимации** определяют последовательно:

1) объемный расход гексафторида урана по формуле

$$V_{UF_6} = \frac{M_{UF_6}^{мас}}{\rho_{UF_6}}, \qquad (1)$$

где $M_{UF_6}^{мас}$ – массовый расход гексафторида урана, кг/ч; ρ_{UF_6} – плотность паров гексафторида урана при температуре поступающей парогазовой смеси, кг/м^3; V_{UF_6} – объемный расход гексафторида урана, м^3/ч;

2) объемный расход каждой составляющей газовой смеси по формуле

$$V_i = \frac{V_{UF_6} \cdot M_i}{M_{UF_6}}, \qquad (2)$$

где V_i – объемный расход i-той составляющей смеси, м^3/ч;

3) массовый расход каждой составляющей газовой смеси по формуле

$$M_i^{мас} = V_i \cdot \rho_i , \quad (3)$$

где ρ_i – плотность i-той составляющей смеси при заданных температуре (Т) и давлении (Р), кг/м^3 [3], определяемая по формуле

$$\rho_i = \frac{M_i}{22{,}4} \cdot \frac{273 \cdot P}{T_г^{вх} \cdot P_0}, \quad (4)$$

где M_i – мольная масса i-той компоненты газа, кг/кмоль; Р – парциальное давление компонентов в системе, Па; P_0 – общее давление смеси газов, Па; $T_г^{вх}$ – температура i-той составляющей компоненты газа, К.

Массовые расходы компонентов газовой смеси **после десублиматора** определяются из уравнения материального баланса

$$\sum M_{прих} = \sum M_{расх} , \quad (5)$$

где $\sum M_{прих}$ – массовый расход веществ до десублимации (приход), кг/ч, равный

$$\sum M_{прих} = M_{UF_6}^{мас} + M_{F_2}^{мас} + M_{O_2}^{мас} ; \quad (6)$$

$\sum M_{расх}$ – массовый расход веществ после десублимации, кг/ч, равный

$$\sum M_{расх} = \left(M_{F_2}^{мас}\right) + \left(M_{O_2}^{мас}\right) + M_{UF_6(тв)} . \quad (7)$$

Суммарный массовый расход газовой смеси после десублиматора равен

$$\sum M_г^{мас} = \left(M_{F_2}^{мас}\right) + \left(M_{O_2}^{мас}\right) = \sum M_{прих} - M_{UF_6} . \quad (8)$$

Учитывая сложность и неоднозначность объяснения процесса десублимации гексафторида урана и поведения при этом примесей, принимаем следующие допущения:

- гексафторид урана десублимируется на 100 %;
- примеси, содержащиеся в гексафториде урана (F_2 и O_2), не претерпевают химических превращений и остаются в газовой фазе.

2 Тепловой и гидродинамический расчеты

При расчете охлаждения и десублимации ГФУ последовательно определяют:

1) интегральные физико-химические характеристики парогазовой смеси на входе и выходе десублиматора;

2) перенос теплоты для осесимметричной задачи.

Плотность парогазовой смеси ($\rho_{см}$) можно найти из уравнения

$$\rho_{см} = x_{UF_6} \cdot \rho_{UF_6} + x_{O_2} \cdot \rho_{O_2} + x_{F_2} \cdot \rho_{F_2} , \quad (9)$$

где x_i – массовые доли компонентов смеси, равные

$$x_{UF_6} = \frac{M_{UF_6}}{M_{см}}; \;\; x_{O_2} = \frac{M_{O_2}}{M_{см}}; \;\; x_{F_2} = \frac{M_{F_2}}{M_{см}}. \quad (10)$$

Коэффициент динамической вязкости ($\mu_{см}$), удельную массовую теплоемкость при постоянном давлении ($c_{p\,см}$) и коэффициент теплопроводности ($\lambda_{см}$) парогазовой смеси рассчитываются по аналогичным уравнениям

$$\mu_{см} = x_{UF_6} \cdot \mu_{UF_6} + x_{O_2} \cdot \mu_{O_2} + x_{F_2} \cdot \mu_{F_2}; \quad (11)$$

$$c_{p\,см} = x_{UF_6} \cdot c_{p\,UF_6} + x_{O_2} \cdot c_{p\,O_2} + x_{F_2} \cdot c_{p\,F_2}; \quad (12)$$

$$\lambda_{см} = x_{UF_6} \cdot \lambda_{UF_6} + x_{O_2} \cdot \lambda_{O_2} + x_{F_2} \cdot \lambda_{F_2}. \quad (13)$$

Средняя скорость движения парогазовой смеси по сечению аппарата W, (м/с) определяется как

$$W = \frac{Q}{S}, \quad (14)$$

где S – площадь поперечного сечения аппарата, м^2.

Основные критерии теплового и гидродинамического подобия (Рейнольдса Re, Прандтля Pr и Пекле Pe) равны [4-6]:

$$Re = \frac{W \cdot \rho_{см} \cdot d_э}{\mu_{см}}; \quad (15)$$

$$Pr = \frac{c_{p\,см} \cdot \mu_{см}}{\lambda_{см}}; \quad (16)$$

$$Pe = Re \cdot Pr. \quad (17)$$

где $d_э$ – эквивалентный диаметр аппарата, м.

Расчет физико-химических свойств парогазовой смеси на выходе из аппарата проводится аналогично по формулам (10)-(13).

Уравнение переноса теплоты для случая осесимметричного ламинарного течения имеет вид [7, 8]:

$$\frac{\partial T}{\partial \tau} + W\frac{\partial T}{\partial x} = a \cdot \left(\frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + \frac{1}{r}\frac{\partial T}{\partial r} + \frac{\partial^2 T}{\partial r^2} \right). \quad (18)$$

Запишем приближенно:

$$W = const, \quad \frac{\partial T}{\partial x} = \frac{T - T_0}{x}, \quad \frac{\partial^2 T}{\partial x^2} = \frac{T - T_0}{x^2}$$

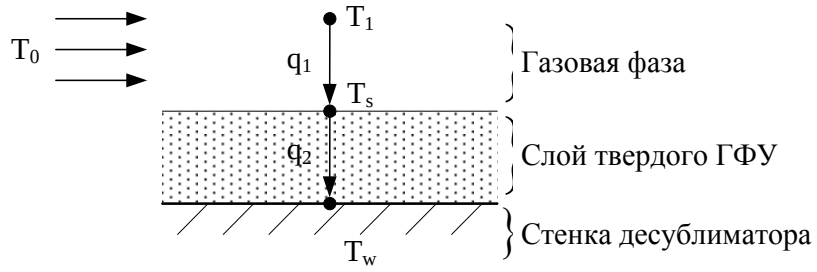
и рассмотрим отношение:

$$\left(W\frac{\partial T}{\partial x} \right) \Big/ \left(a\frac{\partial^2 T}{\partial x^2} \right) = \frac{W \cdot x}{a} = \frac{W \cdot d_э}{\nu} \cdot \frac{\nu}{a} \cdot \frac{x}{d_э} = Re \cdot Pr \cdot \frac{x}{d_э} = Pe \cdot \frac{x}{d_э} >> 1, \quad (19)$$

где $W\frac{\partial T}{\partial x}$ – конвективный перенос теплоты; $a\frac{\partial^2 T}{\partial x^2}$ – диффузионный перенос теплоты; $a = \frac{\lambda_{см}}{c_{см}\rho_{см}}$ – коэффициент температуропроводности газовой смеси, м^2/с.

Проведенная оценка показывает, что отношение конвективного переноса теплоты к переносу теплоты теплопроводностью много больше 1 во всей расчетной области. Поэтому переносом теплового потока вдоль продольной оси (x) путем теплопроводности можно пренебречь, по сравнению с переносом конвекцией.

В итоге получилось приближенное уравнение пограничного слоя. Учитывая соотношение между значениями коэффициентов теплопроводности (λ) и теплоотдачи (α), а также геометрические размеры области течения парогазовой смеси в кольцевом десублиматоре можно сделать допущение о том, что газовый поток охлаждается до постоянной температуры, равной температуре десублимации ГФУ, то есть до 56,5 °С, а весь поток тепла, выделяющийся в процессе десублимации, отводится через боковые поверхности, согласно схеме, представленной на рисунке 2.



T_0 – температура парогазовой смеси на входе в охлаждаемую зону десублиматора;
T_1 – температура фронта десублимации, равная для ГФУ 56,5 °С;
T_s – температура поверхности десублимации, равная T_w в начальный период процесса;
T_w – температура холодной стенки десублиматора;
q_1 – тепловой поток, отводимый от газового потока к поверхности десублимации, Вт/м^2;
q_2 – тепловой поток, отводимый через слой десублимата к стенке аппарата, Вт/м^2

Рисунок 2 – Схема процесса охлаждения и десублимации ГФУ из парогазовой смеси

Для оценки длины начального неустановившегося участка течения парогазовой смеси можно воспользоваться формулой [7-9]

$$\frac{l_i}{d_э} = 0{,}055 \cdot \mathrm{Re}. \qquad (20)$$

Тепловой баланс в системе можно описать следующим уравнением

$$dQ = dm \cdot \Delta H = \alpha \cdot dT \cdot dF \cdot d\tau, \qquad (21)$$

где ΔH – теплота десублимации ГФУ, кДж/моль; dF – площадь элементарной ячейки (поверхности) десублимации, м^2, равная

$$dF = \frac{\pi}{4}\left(D_1^2 - D_2^2\right) \cdot dx, \qquad (22)$$

где D_1 – диаметр внешнего кольца цилиндрического аппарата (рисунок 1), м; D_2 – диаметр внутреннего кольца цилиндрического аппарата (рисунок 1), м; dx – приращение длины аппарата, м.

Физический смысл уравнения (21) состоит в том, что поток теплоты, выделяющейся в результате десублимации ГФУ из парогазовой смеси (левая часть уравнения) равна теплоте, отводимой через боковую поверхность (правая часть уравнения).

Потеря массы ГФУ при десублимации можно определить по формуле

$$dm = dV \cdot \rho_{тв} = dF \cdot d\delta \cdot \rho_{тв}, \quad (23)$$

где $d\delta$ – изменение толщины слоя ГФУ на охлаждаемой поверхности десублиматора за время $d\tau$, м; dV – объем выделившегося в твердую фазу ГФУ, м^3, равный

$$dV = dF \cdot d\delta. \quad (24)$$

Отсюда:

$$\Delta H \cdot d\delta \cdot \rho_{тв} \cdot dF = \alpha \cdot dT \cdot dF \cdot d\tau, \quad (25)$$

$$\frac{dm}{d\tau} = \frac{\alpha \cdot dT \cdot dF}{\Delta H} = \dot{m}, \quad (26)$$

$$\frac{\dot{m}}{\rho_{тв}} = \dot{V} = dF \cdot \beta = \frac{\alpha \cdot dT \cdot dF}{\Delta H \cdot \rho_{тв}}. \quad (27)$$

где $\dot{m}$ – скорость выделения массы, кг/с; $\dot{V}$ – скорость выделения объема ГФУ, м^3/с.

Тогда

$$\beta = \frac{d\delta}{d\tau} = \frac{\alpha \cdot dT}{dH \cdot \rho_{тв}}, \quad (28)$$

где β – коэффициент массопередачи от газа к холодной поверхности, имеющий размерность скорости, м/с [4-7].

Проинтегрировав уравнение (28) по температуре можно получить уравнение для массопередачи от газа к поверхности десублимации:

$$\beta = \frac{\alpha \cdot (T_1 - T_s)}{\Delta H \cdot \rho_{тв}}. \quad (29)$$

Из закона Ньютона для теплоотдачи можно выразить тепловой поток, передаваемый газом поверхности десублимации:

$$q_1 = \alpha \cdot (T_s - T_1), \quad (30)$$

а из закона Фурье для теплопередачи – тепловой поток, передаваемый через слой гексафторида урана стенке аппарата:

$$q_2 = -\lambda_{тв} \cdot \frac{T_s - T_w}{\delta} = -\frac{\lambda_{тв}}{\delta} \cdot (T_s - T_w). \quad (31)$$

На основании вышесказанного принимаем $q_1 = q_2$, тогда

$$\alpha \cdot (T_s - T_1) = -\frac{\lambda_{тв}}{\delta} \cdot (T_s - T_w) \quad (32)$$

Выразив из уравнения (32) температуру поверхности десублимации, имеем:

$$T_s = \left(\alpha + \frac{\lambda_{тв}}{\delta} \right) = \alpha \cdot T_1 + \frac{\lambda_{тв}}{\delta} \cdot T_w. \quad (33)$$

Тогда

$$T_s = \frac{\alpha \cdot T_1 + \frac{\lambda_{тв}}{\delta} \cdot T_w}{\alpha + \frac{\lambda_{тв}}{\delta}} = \frac{T_w}{1 + \frac{\alpha \cdot \delta}{\lambda_{тв}}} + \frac{\frac{\alpha \cdot \delta}{\lambda_{тв}} T_1}{1 + \frac{\alpha \cdot \delta}{\lambda_{тв}}}. \quad (34)$$

Так как критерий Нуссельта равен [4-7]

$$Nu_{тв} = \frac{\alpha \cdot \delta}{\lambda_{тв}}, \quad (35)$$

то подставив уравнение (35) в выражение (34) можно получить:

$$T_s = \frac{T_w}{1 + Nu_{тв}} + \frac{Nu_{тв} \cdot T_1}{1 + Nu_{тв}}. \quad (36)$$

Расчет гидродинамического режима в рабочем объеме аппарата проводили на основе системы полных стационарных осесимметричных осредненных дифференциальных уравнений Навье-Стокса эллиптического типа [7, 8, 10], записанных в переменных завихренности Ω, функции тока Ψ. Уравнения (37), (38) записаны в цилиндрической системе координат, где r – радиальная и z – аксиальная координаты:

$$u_r \frac{\partial \Psi}{\partial r} + u_z \frac{\partial \Psi}{\partial z} = \frac{1}{Re} \cdot \frac{1}{r} \left[\frac{\partial}{\partial r} \left(r \nu_t \frac{\partial \Psi}{\partial r} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left(r \nu_t \frac{\partial \Psi}{\partial z} \right) \right] + F_j. \quad (37)$$

$$\frac{\partial^2 \Psi}{\partial r^2} + \frac{\partial^2 \Psi}{\partial z^2} = \Omega \cdot r^2 + \frac{1}{r} \cdot \frac{\partial \Psi}{\partial r}, \quad (38)$$

где $\Omega = \frac{1}{r} \cdot \left[\frac{\partial u_r}{\partial z} - \frac{\partial u_z}{\partial r} \right]$, $u_r = \frac{1}{r} \cdot \frac{\partial \Psi}{\partial z}$, $u_z = -\frac{1}{r} \cdot \frac{\partial \Psi}{\partial r}$.

Левая часть уравнения (37) описывает конвективный перенос субстанции (газообразного ГФУ) за счет скорости среды (парогазовой смеси). Первый член правой части уравнения (37) описывает диффузионный перенос субстанции за счет вязкости ν_t среды по координатам r и z. Член F_j описывает аддитивные источниковые составляющие, обусловленные изменением объемного расхода среды по сечению в результате убыли массы ГФУ из парогазовой смеси в процессе его десублимации. Уравнение Пуассона (38) для определения функции тока Ψ получено из уравнения неразрывности [7, 8].

На основании вышесказанного, используя уравнения (1)-(38), нами разработана программа расчета процессов охлаждения и десублимации гексафторида урана из парогазовой смеси (модель «Десублимация»).

3 Численная реализация математической модели

Численная реализация математической модели производится в следующем порядке [10-12]:

1) задаются исходными данными: начальной геометрией расчетной области (D_0, D_1, L); физическими свойствами и расходными параметрами каждого из компонентов исходной парогазовой смеси $(\rho, \mu, \lambda, c_p, dm)_{UF_6, O_2, F_2}$, кристаллического ГФУ ($\rho_{тв}$, $\lambda_{тв}$, ΔH); граничными условиями по скорости и температуре (Q_0, T_0, T_w), временем технологического процесса ($\tau_{кон}$);

2) организуется глобальный расчетный цикл по времени с заданным шагом $d\tau$ и находятся соответствующие этому интервалу значения массового расхода dm_{UF_6} [11];

3) организуется внутренний расчетный цикл по условию ($x \le L$ и $dm_{UF_6} > 0$), где x – текущая координата по расчетной области, изменяющаяся в пределах $0 \le x \le L$; L – длина охлаждаемой части десублиматора [11].

Внутри этого цикла вычисляются физико-химические характеристики газовой смеси, критерии подобия для процесса течения смеси Re, Pr, Nu и определяется коэффициент теплоотдачи α.

Учитывая, что на начальном участке охлаждения парогазовой смеси процесс протекает в нестационарном режиме, расчет десублимирующейся массы ГФУ находится с учетом пропорции:

$$K = \frac{T_o - T_i}{T_o - T^*}, \qquad (39)$$

где T_i – текущая температура, K; T* – температура десублимации, K.

Поправка K учитывается до момента времени, пока $T_i > T^*$, в дальнейшем предполагается, что K = 1 и температура газовой смеси остается постоянной и равной T*, пока $dm_{UF_6} > 0$.

На основании найденных параметров вычисляется коэффициент массопередачи β с учетом K. По значениям W и dτ раскладывается выделившийся материал ГФУ по боковой поверхности расчетной зоны и на эту величину уменьшается dm_{UF_6}, а также увеличивается x.

Внутренний цикл программы продолжает расчет с учетом нарастания слоя ГФУ и изменения температуры на поверхности этого слоя T_s (рисунок 2);

4) после окончания внешнего цикла строятся графики функции $\delta = f(x)$.

Выводы

Разработана математическая модель процесса охлаждения и десублимации ГФУ из парогазовой смеси, поступающей в десублиматор из реактора фторирования, которая позволяет качественно и количественно определить влияние всех факторов, указанных в исходных данных, на рассмотренные процессы.

В качестве примера на рисунках 3, 4 приведены графики изменения температуры парогазовой смеси в зависимости от поперечной (y) и продольной (x) координат в кольцевом пространстве десублиматора в начальной нестационарной области охлаждения для случая подачи в десублиматор исходной смеси с массовой скоростью 4,3 кг/ч. Из графиков видно, что длина нестационарной зоны охлаждения парогазовой смеси до температуры десублимации ГФУ вдоль оси аппарата не превышает 0,1L.

Из-за малой скорости газа (w = 0,06 м/с) и ламинарного режима течения парогазовой смеси в кольцевом сечении десублиматора (Re = 20) не происходит перемешивания газов в поперечном направлении (вдоль оси y). Поэтому в поперечном направлении теплоперенос в газовом потоке происходит только за счет теплопроводности.

Длина зоны аппарата, в которой десублимируется весь ГФУ при температуре стенки десублиматора минус 30 °C и загрузке десублиматора до $0{,}5G_{max}$ по ГФУ, составляет 0,5L при отсутствии области нестационарного охлаждения парогазовой смеси (рисунок 5) и 0,8L – при ее присутствии (рисунок 6), а общая длина десублимационной части аппарата составляет L. При этом толщина слоя ГФУ на обеих стенках кольцевой полости составила 0,5h и 0,4h соответственно.

Графики зон десублиматора, в которых десублимируется весь ГФУ при температуре стенки аппарата минус 30, минус 20, минус 10 и 0 °C в присутствии области нестационарного охлаждения парогазовой смеси приведены на рисунке 6.

Из рисунке 6 видно, что длина зоны аппарата, в которой десублимируется весь ГФУ при загрузке десублиматора до $0{,}5G_{max}$ по ГФУ в присутствии области нестационарного охлаждения, при температурах стенки десублиматора минус 20, минус 10 и 0 °C, составляет 0,83L, 0,88L и 0,98L, соответственно, при общей длине десублимационной части аппарата L. При таких температурах десублимации толщина слоя ГФУ на обеих стенках кольцевой полости равна 0,77h, 0,70h и 0,65h соответственно при ширине кольцевого зазора h.

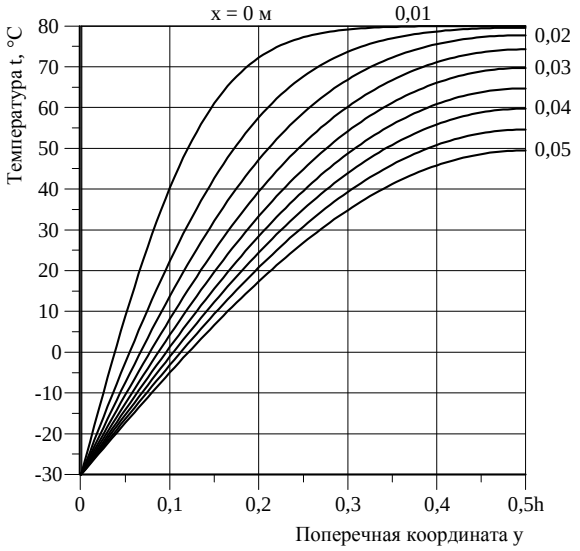


Рисунок 3 – Зависимость температуры парогазовой смеси от поперечной координаты при различных значениях x

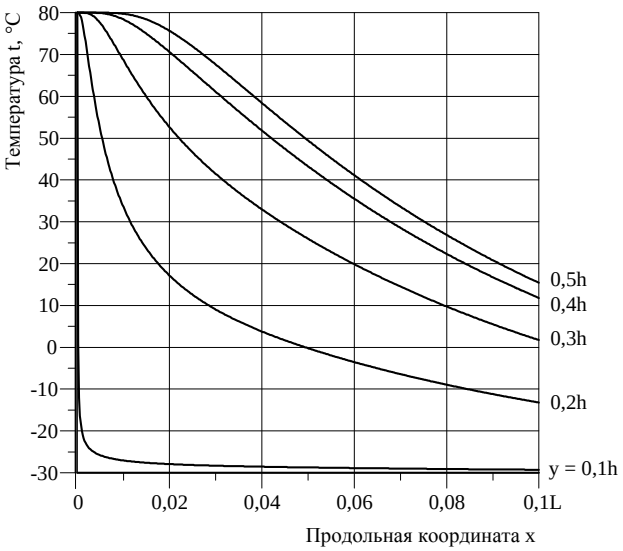


Рисунок 4 – Зависимость температуры парогазовой смеси от продольной координаты при различных значениях y

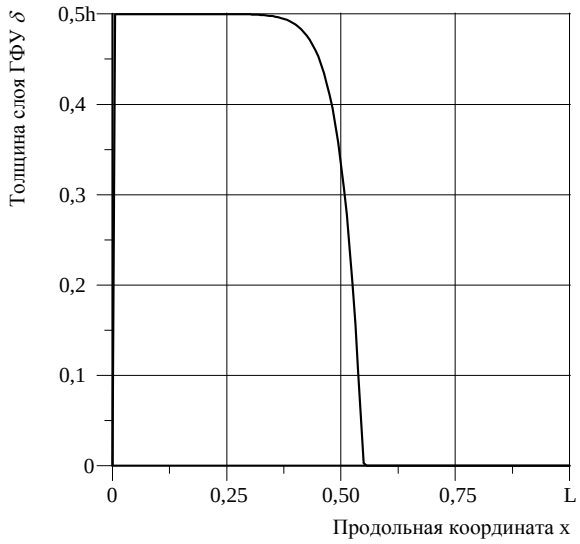


Рисунок 5 – Зависимость толщины слоя десублимированного ГФУ от продольной координаты при отсутствии области нестационарного охлаждения парогазовой смеси при температуре стенки аппарата минус 30 °C

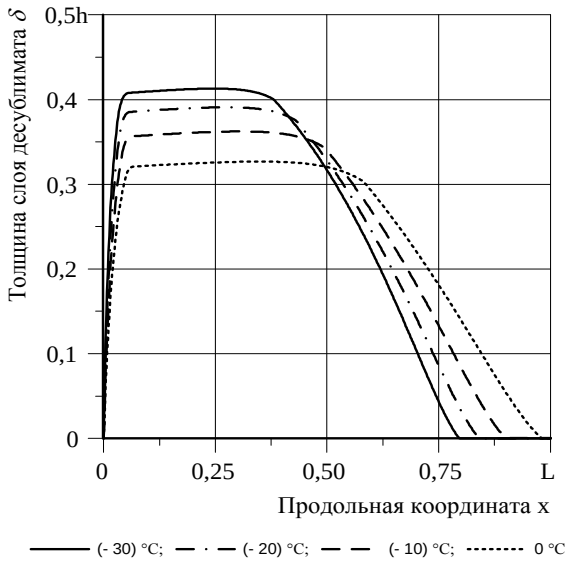


Рисунок 6 – Зависимость толщины слоя десублимированного ГФУ от продольной координаты при наличии области нестационарного охлаждения парогазовой смеси при различных температурах стенки аппарата

Полученные данные следует в дальнейшем проверить в опытных условиях и на их основе уточнить разработанную модель десублимации ГФУ в кольцевом пространстве десублиматора.

Список литературы

1 Лазарчук В.В., Буйновский А.С., Смолкин П.А., Софронов В.Л., Брендаков В.Н. Математическая модель процесса десублимации легколетучих фторидов металлов. // Современные неорганические фториды: Сб. трудов II Межд. Сибирского семинара ISIF-2006 по химии и технологии современных неорганических фторидов – INTER SIBFLUORINE-2006 – Томск, 2006. – 385 с. – С. 140-145.

2 Громов Б.В. Введение в химическую технологию урана. – М.: Атомиздат, 1978. – 336 с.
3 Галкин Н.П., Майоров А.А., Верятин У.Д. и др. Химия и технология фтористых соединений урана. – М.: Литература в области атомной науки и техники, 1961. – 348 с.
4 Перри Д. Справочник инженера-химика. Т. 1. – Л.: Химия, 1969. – 640 с.
5 Павлов К.Ф., Романов П.Г., Носков А.А. Примеры и задачи по курсу процессов и аппаратов химической технологии: Учебное пособие для ВУЗов / Под редакцией члена корреспондента АН СССР П.Г. Романова. – 9-е издание, переработанное и дополненное. – Л.: Химия, 1981. – 560 с.
6 Касаткин А.Г. Основные процессы и аппараты химической технологии: Учебник для ВУЗов. – М.: Химия, 1971. – 784 с.
7 Франк-Каменецкий Д.А. Диффузия и теплопередача в химической кинетике. – М.: Наука, 1987. – 492 с.
8 Левич В.Г. Физико-химическая гидродинамика. – М.: Издательство физико-математической литературы, 1959. – 699 с.
9 Тепло- и массообмен. Теплотехнический эксперимент. Справочник. Под общ. ред. В.А. Григорьева и В.М. Зорина. – М.: Энергоиздат, 1982. – 512 с.
10 Самарский А.А., Гулин А.В. Численные методы. Для вузов. – М.: Наука, 1989. – 432 с.
11 Самарский А.А. и др. Разностные схемы с операторными множителями. – Минск: Инст. матем. моделирования Росс. ак. наук, Инст. математики Нац. академии наук Беларуси, 1998. – 442 с.
12 Смолкин П.А., Брендаков В.Н., Лазарчук В.В., Буйновский А.С. Моделирование процесса десублимации гексафторида урана // Технология и автоматизация атомной энергетики. Научные труды отраслевой НТК, посвященной 45-летию СГТИ. – Северск: СГТИ, 2004. – Т. 1. – С. 103-107. ISBN 5-93915-062-4.

ХИМИЧЕСКОЕ ДИСПЕРГИРОВАНИЕ ТАБЛЕТИРОВАННОГО УРАНОВОГО ОКСИДНОГО И МОНОНИТРИДНОГО УРАНПЛУТОНИЕВОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Сосновских А.Ю., Каримов Р.С., Чемезов В.А.
ОАО «Свердловский научно-исследовательский институт химического машиностроения», г. Екатеринбург
E-mail: A.S_kiH@mail.ru

Федеральная целевая Программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения» на период 2010-2015 г. и на перспективу до 2020 г., предусматривает разработку замкнутого ядерного топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах с мононитридным уранплутониевым ядерным топливом.

Выбор топливной композиции для будущих быстрых реакторов определяется уникальным сочетанием в ней теплофизических, служебных и физикохимических свойств. Более плотное, по сравнению с оксидным урановым топливом, уранплутониевое мононитридное топливо имеет существенные преимущества по энерговоспроизводству.

При фабрикации мононитридного уранплутониевого ядерного топлива неизбежно образование бракованных таблеток: геометрические деформации, трещины и сколы, отклонения от норматива по изотопному составу и т.п.

В настоящее время на заводах по фабрикации таблетированного диоксидного уранового топлива в Электростали и Новосибирске начальной стадией при переработке брака является химическое диспергирование таблеток. В основе диспергирования лежит процесс окислительной перекристаллизации диоксида урана, который описывается уравнением:

$$UO_2 + O_2 \rightarrow U_3O_8.$$

Диспергирование мононитридного уранплутониевого ядерного топлива можно реализовать во вращающемся цилиндрической формы герметичном аппарате горизонтального исполнения, схема которого представлена на рисунке 1.

В загрузочный бункер 1 загружаются таблетки мононитридного уранплутониевого топлива. Через дозирующее устройство таблетки поступают в предварительно разогретый до

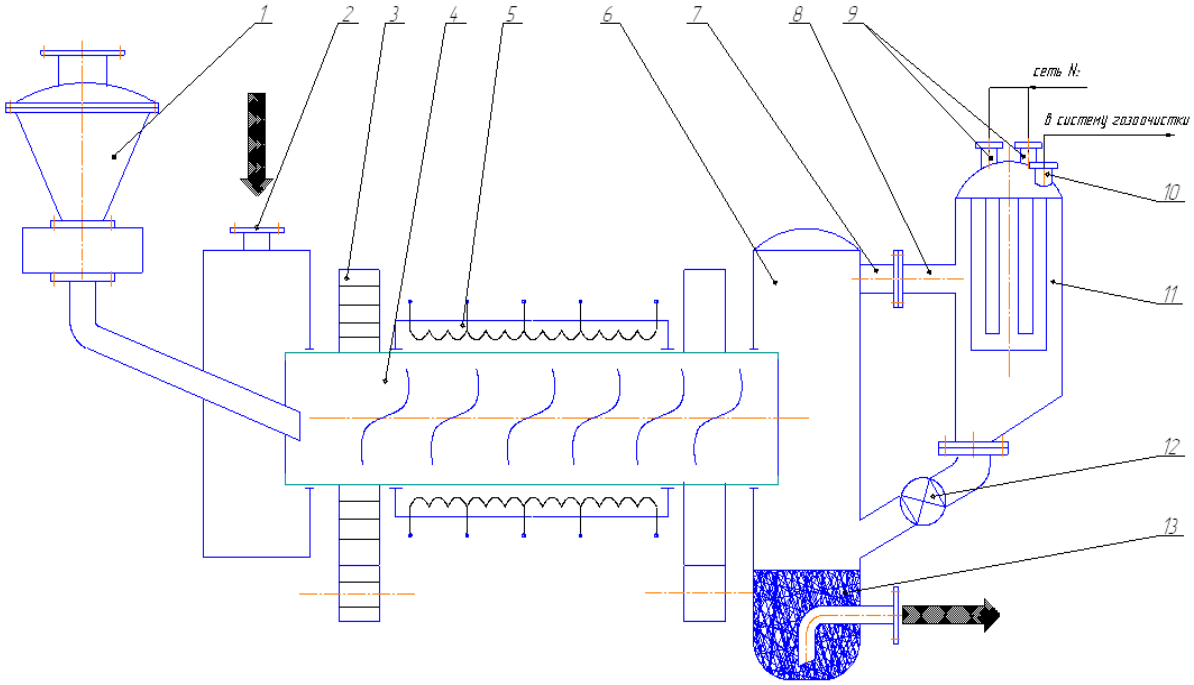
необходимой температуры реактор 4 цилиндрического типа. Реактор имеет теплоизолирующие короба с нагревателями 5 и зубчатый привод 3 для передачи вращения.

Через штуцер 2 в герметизированное пространство реактора подается газовая смесь. Затем измельченное топливо из реактора поступает в узел выгрузки порошка 6.

Отработанная газовая смесь из реактора через штуцеры 7, 8 поступает в сепаратор пылегазового потока 11, в котором происходит разделение частиц измельченного топлива и отработанной газовой смеси.

Отработанная газовая смесь удаляется через штуцер 10, а измельченное топливо через запорное устройство 12 поступает в вакуум-выгрузной узел 13.

Процесс измельчения проходит при температурах от 450 до 600 °С в прямотоке газовой смеси содержащей 10…20 % об. азота, остальное – аргон.



1 – загрузочный бункер с дозирующим устройством;
2 – штуцер для ввода исходной газовой смеси;
3 – зубчатый привод вращения корпуса реактора;
4 – реактор цилиндрического типа горизонтального исполнения;
5 – теплоизолирующие короба с несколькими теплогенерирующими источниками;
6 – узел выгрузки порошков; 7, 8 – штуцеры;
9 – штуцеры ввода импульсных трубок для отдува порошка с фильтрующих элементов;
10 – штуцер для вывода из устройства отработанной газовой смеси;
11 – сепаратор пылегазового потока; 12 – запорное устройство на порошок;
13 – вакуум-выгрузной узел со штуцером для порошков

Рисунок 1 – Схема аппарата

В местах контакта поверхности таблеток из уранплутониевого топлива с газовой средой указанного выше состава происходит процесс массообмена с образованием рыхлого, тонкодисперсного слоя частиц весьма сложного структурно-химического состава. Таким образом, при осуществлении процесса в аппарате при нагреве в потоке газовой смеси за счет межкристализационных сил поверхностных монослоев происходит переход от мононитридного UPuN топлива к полинитридному составу UPuN, что описывается реакцией:

$$UPuN + N_2 \rightarrow U_2N_3 + UN_2 + PuN_n.$$

За счет вращения аппарата осуществляется ворошение загруженного уранплутониевого топлива, что обеспечивает непрерывное обновление поверхности таблеток для доступа газовой

среды. Существует возможность реализации непрерывного процесса диспергирования. Также следует указать, что в аппарате можно организовать процесс восстановления оксидных продуктов водородом и процесс нормализации полинитридов уранплутониевого топлива.

Более того, сформировалось устойчивое мнение, что регенерация отработавшего нитридного топлива быстрых реакторов должна быть безводной. Одной из стадий такого технологического процесса регенерации также может быть измельчение (диспергирование) топлива, с выводом из последнего радиоактивных газов (ксенона, криптона), летучих элементов в соответствии с температурой обработки материала.

Пристанционная рефабрикация топлива, исключающая транспортировку делящихся радиоактивных материалов и отработавшего топлива, способствует повышению уровня безопасности и входит в комплекс мер нераспространения делящихся материалов. В этой связи создание безопасного компактного сухого процесса регенерации с малым количеством отходов является актуальной задачей.

Список литературы

1 Котельников Р.Б. и др. высокотемпературное ядерное топливо. – М.: Атомиздат, 1978. – 430 с.

2 Вик О. Плутоний: Справочник / В.Б. Шевченко, В.К. Марков. – М.: Атомиздат, 1971. – 428 с.

3 Жиганов А.Н. и др. Технология получения диоксида урана для керамического ядерного топлива. – Томск: STT, 2002. – 326 с.

4 Сиденко П.М. Измельчение в химической промышленности. – М.: Химия, 1977. – 241 с.

РАЗРАБОТКА И ВНЕДРЕНИЕ МАСС-СПЕКТРОМЕТРА МТИ-350ГС ДЛЯ КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМИ ПРОЦЕССАМИ

Сохарев В.В., Синкин И.М.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: sz@seversk.tomsknet.ru

Масс-спектрометр МТИ-350ГС разрабатывался в соответствии с программой создания и организации производства серии специализированных масс-спектрометров для обеспечения потребностей атомной отрасли, на основании технического задания, которое было утверждено в июле 2005 г. и согласовано со всеми заинтересованными организациями Росатома.

В разработке масс-спектрометра принимали участие специалисты Российской академии наук из Института аналитического приборостроения (г. Санкт-Петербург), ЗАО «СКБ Спектрон-Аналит» (г. Санкт-Петербург), Экспериментального завода научного приборостроения (г. Черноголовка), Всероссийского научно-исследовательского института технической физики и автоматизации (г. Москва) и Уральского электрохимического комбината (г. Новоуральск).

Договор на выполнение опытно-конструкторской работы «Разработка масс-спектрометра для контроля сублиматного производства гексафторида урана МТИ-350ГС» был подписан в августе 2004 г.

Как результат выполнения этой опытно-конструкторской работы было предусмотрено изготовление и запуск в работу трех образцов масс-спектрометра МТИ-350ГС. Работы по календарному плану на заводе-изготовителе были закончены в 2008 г. Образец масс-спектрометра № 1 был доставлен на Сублиматный завод в 2008 г., в 2009 г. был метрологически аттестован и введен в эксплуатацию. Масс-спектрометры № 2 и 3 доставлены на завод в конце 2009 г., в марте 2010 г. закончены пуско-наладочные работы на месте установки приборов на сублиматном заводе. С мая 2010 г. масс-спектрометр № 2 находится в опытной эксплуатации, масс-спектрометр № 3 планируется ввести в эксплуатацию до конца 2010 г.

Назначение масс-спектрометра МТИ-350ГС – непрерывное измерение состава технологического газа Сублиматного производства для контроля и управления технологическим процессом.

При разработке технического задания на масс-спектрометр МТИ-350ГС учитывались технические характеристики действующих аналогичных масс-спектрометров с целью получения аналитических и других характеристик прибора не хуже чем у аналогов. В дополнение к аналогичным характеристикам, как у масс-спектрометра «Сибирь», позволяющему оперативно отслеживать содержание кислорода, фтора и гексафторида урана в технологическом газе, было предусмотрено измерение концентраций фторида водорода, азота и аргона.

Измерения азота и аргона помогают осуществлять поиск негерметичностей газовых коммуникаций как внутри прибора, так и в газоподводящих линиях. Определение концентрации фторида водорода имеет большое значение для оценки качества анодного газа.

Основной особенностью технологических масс-спектрометров является их режим работы – измерения концентраций проводятся в реальном режиме времени и непрерывно между пуском и остановкой производства. При этом напускная система и источник ионов в приборе находятся под постоянным воздействием агрессивных компонент технологического газа и повышенной температуры. Поэтому важным требованием к таким масс-спектрометрам является надежность.

Принцип действия масс-спектрометра основан на пространственном разделении ионов анализируемого вещества, отличающихся массовым числом (массовое число есть отношение массы иона к его к заряду). Разделение происходит в магнитном поле при наличии высокого вакуума в области образования, движения и регистрации ионов. При масс-спектрометрическом анализе происходит определение состава и относительного содержания в анализируемом веществе компонентов по количеству регистрируемых ионов.

Для разделения вещества пробы в масс-спектрометре последовательно выполняются следующие этапы:

- превращение нейтральных молекул исследуемого вещества в положительные ионы;
- создание и формирование ионного пучка в электростатическом поле;
- пространственное разделение ионов в магнитном поле;
- измерение и регистрация интенсивности ионного тока каждого анализируемого компонента.

Ионизация исследуемого вещества происходит в ионизационной камере источника ионов посредством электронного удара. При этом на молекулы вещества воздействует поток электронов, испускаемых катодом и движущихся перпендикулярно направлению движения молекул. Образовавшиеся ионы вытягиваются из пространства ионизационной камеры, ускоряются и формируются в плотный пучок при помощи ионно-оптической системы источника ионов. Пространственные и энергетические характеристики пучка задаются размерами, формой, взаимным расположением линз ионно-оптической системы и напряжениями, подаваемыми на линзы.

Выходящий из источника ионов ионный пучок направляется в поперечное однородное секторное магнитное поле анализатора. При движении моноэнергетического ионного пучка в магнитном поле происходит пространственное разделение на отдельные пучки, состоящие из ионов с одинаковым массовым числом.

Разделенные пучки попадают через диафрагмы приемника ионов на коллекторы, создавая электрические токи в их цепях. Величина тока каждого из коллекторов является мерой содержания ионов, попадающих на коллектор. Так как положение приемника ионов зафиксировано в пространстве, к каждому коллектору ведет одна фиксированная траектория. При изменении величины ускоряющего напряжения на выбранную траекторию могут направляться ионы с различным массовым числом. Во время измерений на настроенном приборе величина ускоряющего напряжения фиксирована, и ионы с определенным массовым числом двигаются каждый по своей траектории, попадая на соответствующий коллектор.

Для управления и информационного обмена с узлами и блоками масс-спектрометра при проведении измерений и настройки прибора используется специализированное программное обеспечение.

Для измерения концентрации компонент технологического газа используется относительный метод измерения. Сущность метода заключается в расчете калибровочных коэффициентов с использованием рабочей калибровочной смеси, в которой известно содержание измеряемых компонент. В масс-спектрометр напускается рабочая калибровочная смесь, и производятся измерения ионных токов. Исходя из известной концентрации компонент в рабочей смеси и измеренных ионных токов, вычисляются коэффициенты пропорциональности для каждого ионного тока, которые потом учитываются при измерении технологического газа. Таким образом, компенсируется разная эффективность ионизации

молекул в источнике ионов и разная чувствительность напускной системы прибора к различным молекулам. Конструкция масс-спектрометра МТИ-350ГС позволяет приготавливать калибровочные смеси непосредственно на приборе в стойке приготовления калибровочной смеси, смешивая чистые компоненты в определенных пропорциях по давлению.

Одни из основных технических требований, указанных в техническом задании к масс-спектрометру, следующие:

1) масс-спектрометр должен быть пригоден для анализа химически агрессивных и радиоактивных веществ и обеспечивать контроль смесей с газообразным гексафторидом урана – фторида водорода, азота, кислорода, аргона и фтора;

2) режим работы прибора должен обеспечивать непрерывный, круглосуточный контроль технологического процесса;

3) магнитный масс-анализатор должен быть построен на основе ионно-оптической схемы с одинарной фокусировкой и обеспечивать одновременную регистрацию ионных токов с массовыми числами 20, 28, 32, 38, 40 и 333;

4) время работы источника ионов при измерениях технологического газа должно быть не менее 1500 ч (около двух месяцев);

5) усилители постоянного тока и измерительная схема должны удовлетворять следующим условиям:

- амплитуда флуктуаций нулевого уровня не более ± 1 mV при входном сопротивлении усилителей < 600 ГОм;
- амплитуда флуктуаций нулевого уровня не более ± 1,5 mV при входном сопротивлении усилителей > 600 ГОм;
- дрейф нулевого уровня не более 1mV в час;
- входное сопротивление усилителей постоянного тока от 1 до 1000 ГОм;
- диапазон измеряемых концентраций выбран, исходя из их типичных значений и возможных колебаний концентраций в технологическом газе. Минимальное значение измеряемых концентраций составляет 0,1 %, максимальное – 98 %;

6) масс-спектрометр должен быть готов к рутинным измерениям в течение 90 % срока службы. Полный срок службы прибора – не менее 10 лет.

При выполнении пуско-наладочных работ были проверены все технические характеристики прибора на соответствие требованиям технического задания.

В течение 2009 г. и по настоящее время масс-спектрометры МТИ-350ГС используются для измерения концентраций компонент технологического газа, отбираемого из технологической линии. Масс-спектрометр «Сибирь» и МТИ-350ГС производят параллельные измерения из одного газового потока. Измеряемые концентрации фтора и гексафторида урана передаются на щит технологического контроля в реальном режиме времени для управления технологическим процессом фторирования.

Косвенным подтверждением правильности измерений служит совпадение динамики изменения концентрации фтора во времени по показаниям двух приборов, а также совпадение по абсолютному значению измеряемой концентрации в один момент времени.

Важным параметром для управления технологическим процессом является время транспортного запаздывания – время от момента отбора газа в технологической линии до выдачи измеренных концентраций в систему АСУТП. Время запаздывания при работе на масс-спектрометре МТИ-350ГС такое же, как и у масс-спектрометра «Сибирь», которое определяется (зависит) от перепада давления между точкой отбора и точкой сброса газа. Типичные значения составляют 35…40 с. Таким образом, от момента изменения концентрации фтора в технологической линии до момента, когда это изменение поступит в систему АСУТП и его увидит оператор производства, проходит около 40 секунд. Конструктивные особенности и технические характеристики прибора не вносят значимого вклада в значение времени транспортного запаздывания.

Как показывает опыт эксплуатации технологических масс-спектрометров, время транспортного запаздывания определяется только эффективностью газового протока. Для удовлетворительной работы автоматической системы управления время запаздывания не должно превышать 50…60 секунд.

Опыт эксплуатации в реальных производственных условиях показал, что масс-спектрометры МТИ-350ГС не уступают по своим параметрам аналогичным приборам.

ИССЛЕДОВАНИЕ ОЧИСТКИ ГЕКСАФТОРОСИЛИКАТА АММОНИЯ КВАЗИСУБЛИМАЦИЕЙ ИЗ РАСПЛАВА С ФТОРИДОМ НАТРИЯ

Федин А.С., Ожерельев О.А.
ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: ooa@ssti.ru

Цель работы:

1 Разработка технологической схемы получения особо чистого гексафторосиликата аммония.

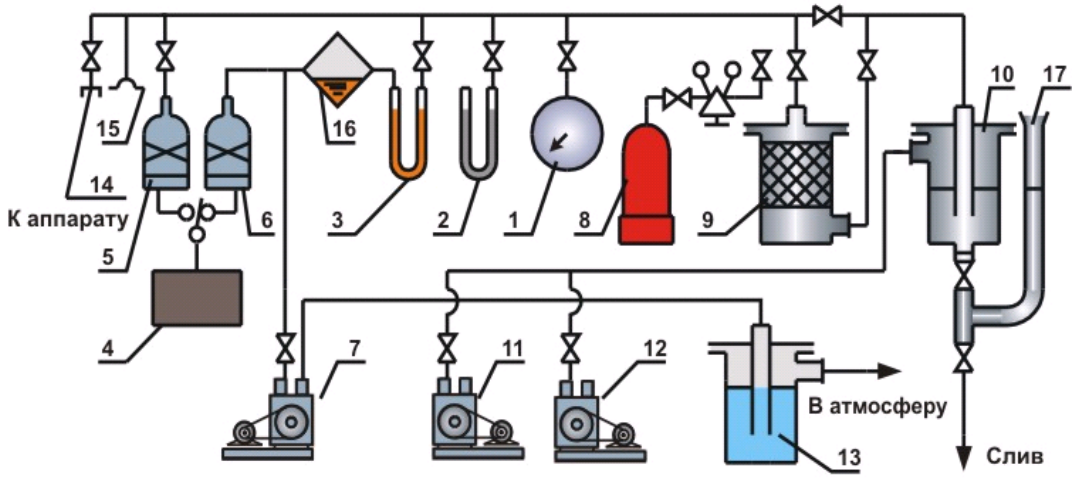
2 Изучение влияния различных факторов на эффективность очистки гексафторосиликата аммония, в том числе квазисублимация из расплава с фтором натрия.

3 Обобщение получаемых результатов исследований в рамках разрабатываемой математической модели сублимационной очистки.

В настоящее время сотрудниками СТИ НИЯУ МИФИ и НИ ТПУ активно проводятся исследования в области получения особо чистого гексафторосиликата аммония, который в дальнейшем можно было бы использовать для получения кремния, в том числе для солнечной энергетики.

Для получения особо чистого гексафторосиликата аммония ранее было рассмотрено использование различных вариантов сублимационной очистки, в том числе с сорбционной насадкой, где повышение эффективности очистки достигалось за счет промежуточной хемосорбции на ее поверхности.

Схема вакуумной системы экспериментальной сублимационной установки для получения образцов представлена на рисунке 1.



1-образцовый вакуумметр; 2-ртутный манометр; 3-масляный вакуумметр; 4-термопарный вакуумметр; 5,6-манометрические датчики; 7-вакуумный насос; 8-баллон с аргоном; 9-поглатительная колонка; 10-колонка с маслом; 11,12-вакуумные насосы; 13-емкость с щелочным раствором; 14-штуцер; 15-натекатель; 16-маслоотделитель; 17-заливная горловина

Рисунок 1 – Схема вакуумной системы экспериментальной установки

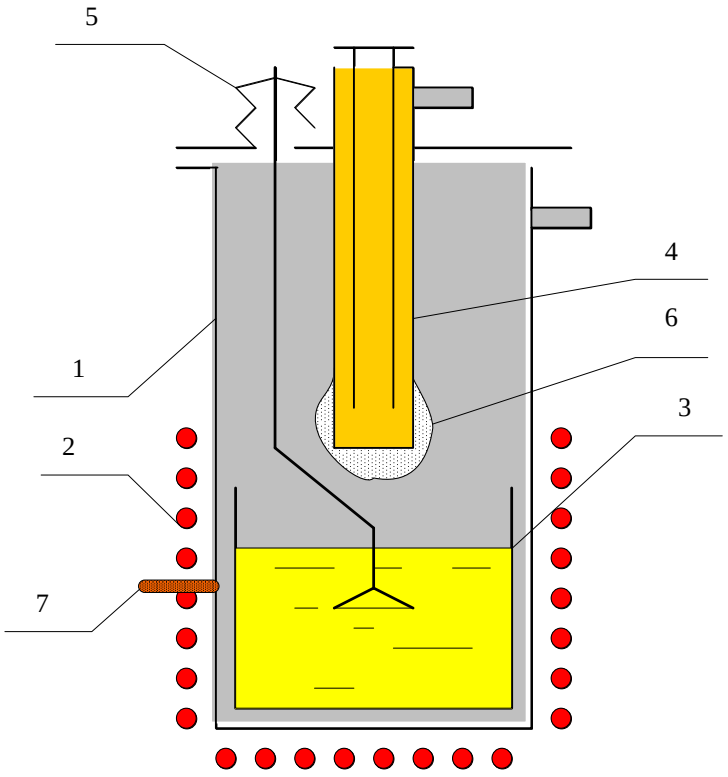
Для повышения глубины извлечения примесей из гексафторосиликата аммония было предложено опробовать метод очистки квазисублимацией из расплава с фторидом натрия, поскольку проводимые ранее аналогичные исследования сублимационной очистки тетрафторида циркония дали положительные результаты [1, 2].

Результаты исследований очистки ZrF_4 квазисублимацией из расплава с фторидом натрия представлены в таблице 1.

Таблица 1 – Результаты очистки ZrF_4 с суммарным содержанием контролируемых примесей на уровне 10^{-1} %

Метод очистки	Относительная суммарная масса десублимата, δ	Концентрация примесей в десублимате, $\times 10^2$, % мас.				
		Fe	Cr	Ni	Al	Cu
Перегонка с фторидом натрия	0	8,8	9,0	30,0	30,0	1,0
	0,419	0,2	0,1	0,2	5,0	0,05
	0,694	0,3	0,2	0,2	5,0	0,05
	0,869	0,4	0,2	0,2	6,0	0,05
	1,529	0,4	0,3	0,3	6,0	0,06
	1,881	0,4	0,3	0,3	8,0	0,08
Сублимация без фторида натрия	0,419	0,3	0,2	0,2	5,0	0,05
	0,694	0,5	0,2	0,2	7,0	0,05
	0,869	0,5	0,2	0,2	7,0	0,07

На рисунке 2 показана схема установки для исследования квазисублимации гексафторосиликата аммония из расплава с фторидом натрия.



1 -реактор, 2 - нагреватель, 3 - стакан, 4 - десублиматор,
5 - сильфон, 6 - десублимат, 7 - термопара,

Рисунок 2 – Установки для исследования квазисублимации гексафторосиликата аммония из расплава с фторидом натрия

Данные по исследованиям очистки гексафторосиликата аммония квазисублимацией из расплава с фторидом натрия в последствии будут объединены в рамках разрабатываемой математической модели вместе с другими данными, ранее полученными при исследовании сублимационной очистки фторидов Zr, Hf и Ti [3]. Принципиальная схема математической модели приведена на рисунке 3.

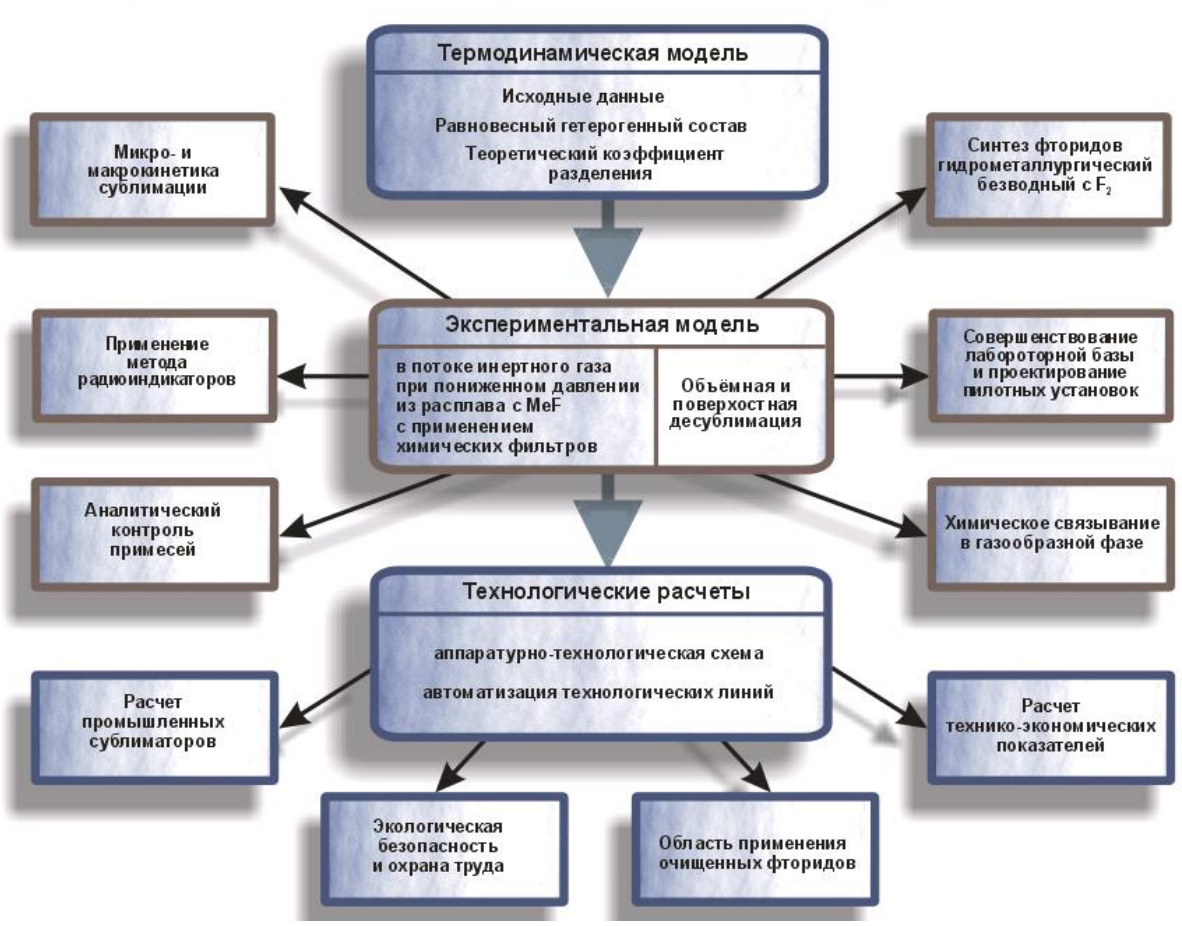


Рисунок 3 – Принципиальная схема математической модели сублимационной очистки фторидов Zr, Hf, Ti и ее приложения

Список литературы

1 Ожерельев О.А., Буйновский А.С., Софронов В.Л. Очистка ZrF_4 от примесей 3d-переходных металлов дистилляцией из расплава NaF // Высокочистые вещества. – 1993. – № 4. – С. 140-146.

2 Ожерельев О.А., Федин А.С. Физико-химическая модель сублимационной очистки фторидов Zr, Hf, Ti от примесей 3d-переходных металлов и ее приложения. Научная монография. – Северск, СГТИ, 2004. – 125 с. ISBN5939150608.

3 Ozhereliev O.A., Kochubey D.I., Fedin A.S. Chemical-technological model of purification of zirconium and hafnium tetrafluorides // Advanced inorganic fluorides. Proc. of ISIF-2008. – 01-06 Sept., 2008. – Vladivostok, 2008. – P. 110-113.

К ВОПРОСУ ОБ УТИЛИЗАЦИИ ОТРАБОТАННЫХ СОРБЕНТОВ НА ОСНОВЕ ФТОРИДОВ Li, Ca, Ba

Фиськов А.А.
ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: afiskov@mail.ru

В настоящее время в результате получения гексафторида высокой чистоты, были получены отработанные сорбционные материалы (таблетированные сорбенты) на основе фторида лития и фторидов бария модифицированного фторидом кальция, загрязненные остаточным (после десорбции) гексафторидом урана.

Проектом получения гексафторида урана утилизация данных сорбентов не предусмотрена, а также в настоящий момент нет технологии по переработке сорбционных материалов на основе фторидов лития, бария, кальция. Поэтому необходимо было рассмотреть возможность переработки и разработать технологию утилизации данных видов сорбционных материалов. Внешний вид фторидных сорбентов до и после использования в технологическом цикле представлен на рисунке.

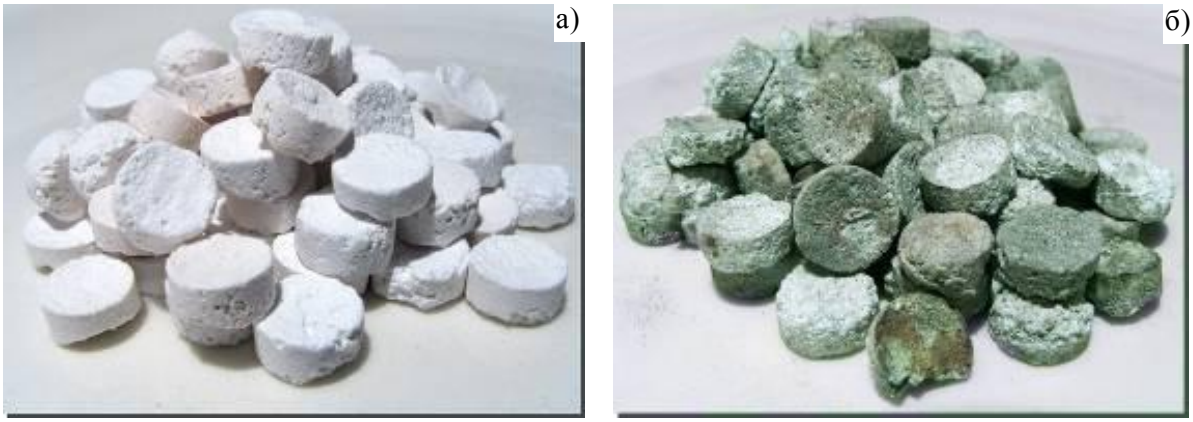


Рисунок – Внешний вид исходных (а) и отработанных (б) фторидных сорбентов

Для исследования возможности переработки данных видов сорбционных материалов была предложена следующая программа исследований:

1) определение оптимальных режимов растворения сорбционных материалов на основе фторида лития и фторидов бария модифицированного фторидом кальция;

2) анализ и проверка выбранных режимов растворения на реальных (отработанных) сорбционных материалах;

3) исследование влияния составов образующихся растворов на процесс дальнейшей экстракционной переработки урансодержащих растворов.

В ходе выполнения лабораторных исследований с применением порошков имитаторов (фториды лития, бария, кальция), были выполнены исследования растворимости сорбентов в растворах азотной кислоты, изучены влияние температуры, концентрации азотной кислоты, времени, скорости перемешивания на процесс растворения, а так же исследованы возможность совместного растворения фторидов лития, бария, кальция с фторидом натрия. Исследованы растворение порошков имитаторов в азотной кислоте с добавлением азотнокислого алюминия для связывания свободного фтора, чтобы исключить коррозию оборудования. Анализируя полученные результаты, определили оптимальные условия растворимости фторидов лития, бария, кальция в азотной кислоте, исходя из этого, был предложен режим, для проведения исследований используя реальные (отработанные) сорбционные материалы. Так же были исследованы и предложены режимы экстракционного извлечения урана из полученных растворов 15 % по объему раствор трибутилфосфата в углеводородном разбавителе с соотношением фаз – органическая фаза : водная фаза = 1 : 3, методом противоточной экстракции по методике Альдерса (5 ступеней экстракции).

В результате исследований были определены растворимости фторидов лития, бария, кальция, которые составили 26; 7,8; 1,1 г/дм^3, соответственно. Установлено, что сорбенты на основе фторида лития достаточно легко растворяются полностью или частично, в зависимости от условий и задач. Незначительные количества трудновскрываемой фракции содержат не более 0,155 % по массе урана. Содержание урана анализировалось рентгено-флюоресцентным методом на оборудование СПЕКТРОСКАН MAX-U. Сорбенты на основе фторида бария, а также смесевые барий-кальциевые сорбенты трудновскрываемы. При растворении (выщелачивании) практически весь уран переходит в раствор. Полученные осадки содержат неизмененные фторид бария и кальция и примеси урана на уровне $\leq$ 0,001 %. Так же установленно, что примеси щелочноземельных металлов, в незначительных количествах переходящие в растворы не оказывают влияние на дальнейшую экстракционную переработку урансодержащих растворов.

Данная технология позволяет решить проблему хранения и утилизации отработанных сорбционных материалов, загрязненных остаточным гексафторидом урана.

Список литературы

1 Раков Э.Г. Химия и технология неорганических фторидов. – М.: МХТИ им. Д.И. Менделеева, 1990. – 162 с.

2 Опаловский А.А., Федотова Т.Д. Физико-химическое исследование систем, содержащих фтористый водород и фториды щелочных металлов // Известия СО АН СССР. Сер. Химия. – 1968. – № 4. – С. 32-36.

ТЕРМОГРАВИМЕТРИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ СОСТАВА ХКПУ «ЖЕЛТОГО КЕКА»

Чешуяков С.А.[1], Шамин В.И.[1], Кривопустов С.И.[1], Софронов В.Л.[2], Макасеев А.Ю.[2], Гулюта М.А.[2]

[1]ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск

[2]ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск

E-mail: csar@sibmail.com

Желтый кек является одним из видов химических концентратов природного урана (ХКПУ) – это соединения урана, не прошедшие высокотемпературную обработку, и, следовательно, все элементы в которых находятся в химически более активной форме – в форме гидроксидов, карбонатов и различных сокристаллизирующихся соединений элементов, получаемых в условиях осаждения соединений урана.

ХКПУ в форме желтого кека, по данным производителя кека ОАО «Хиагда», имеет состав полиуранатa.

С учетом состава желтого кека, показанном в таблице 1 и осаждения урана из продуктивных растворов углеаммонийными солями можно предположить, что уран в желтом кеке, кроме полиуранатов $(NH_4)_2U_2O_7$, может присутствовать и в виде аммонийуранилтрикарбоната $(NH_4)_4[UO_2(CO_3)_3]$ и солей, включающих сульфат-ион, например, $(NH_4)_2[(UO_2)_2SO_4(OH)_4]\cdot 4H_2O$ или $(UO_2)_2SO_4(OH)_2$ [1]. Все эти соединения усложнены катионами железа, алюминия, акцессорных элементов и анионами фтора, фосфата.

Таблица 1 – Средний состав желтого кека по основным компонентам, взятый по 5 партиям, данные ОАО «Хиагда»

Элемент	U	H_2O	SO_4^{2-}	Al	Fe	Si	F^-	PO_4^{3-}
Содержание, % мас.	до 63	до 38,8	до 5	до 2,4	до 2,4	до 3,5	до 0,05	до 0,02

Для уточнения состава желтого кека провели дериватографические исследования с одновременным определением состава газообразных продуктов разложения на масспектрометре. Исследования проведены в атмосфере воздуха и азота.

Термогравиметрические исследования процессса образцов желтого кека проведены на термогравиметрической установке SDT Q600 V20.09 Build 20. Навески кека составили 26,093 мг в атмосфере воздуха и 20,879 мг в атмосфере азота, скорость нагрева 10 °С/мин, состав выделяющихся газов автоматически анализировался входящим в состав прибора массспекторметром (отбор проб через 17…18 с). Полученные термограммы представлены на рисунках 1,2.

Основные характеристики процесса разложения навески желтого кека, определенные по термограммам показаны в таблице 2, а из термограмм видно, что процесс дегидратации и термического разложения желтого кека носят сложный характер и идут в несколько стадий, вследствие чего скорость выделения летучих компонентов из желтого кека достигает максимальных значений при различных температурах.

На кривой ДТГ рисунка (1, а) видно, что потери массы желтого кека в атмосфере воздуха можно выделить 6 стадий, следующих одна за другой и частично перекрывающих друг друга, с максимальными скоростями при следующих температурах, °С: 82,7; 256; 450; 575; 615; 710,3.

На кривой ДТА рисунка (1, а) можно наблюдать, что процесс термического разложения навески желтого кека в атмосфере воздуха протекает с выделением газообразных веществ. Результаты газовыделений сопровождаются 5 экзотермическими и 4 эндотермическими эффектами.

По результатам масспекторметрического анализа (рисунок 1, б) видно, что область температур 25…202 °С соответствует удалению воды H_2O, углекислого газа CO_2 и частично аммиака NH_3, причем в области температур до 200 °С происходит удаление механической абсорбированной влаги. Удаление кристаллизационной, более сильно связанной, влаги проходит при более высоких температурах.

Максимальная скорость потери массы навески происходит при 82,7 °С (рисунок 1, а) и составляет 23,9 % от общей массы навески и содержит, в основном, воду. Затем выделение газообразных продуктов разложения замедляется и в области температур 202…318 и 318…478,2 °С, выделяются оставшаяся вода, и углекислый газ CO_2. Также в области этих температур происходит образование гидратов триоксида урана UO_3.

Область температур с 478,2…615 °С соответствует удалению воды из гидрата триоксида урана и переходу безводного триоксида урана UO_3 в октаоксид триурана U_3O_8.

Повышение температуры с 615…665 °С приводит к убыли массы образца за счет удаления воды из гидрата триоксида урана и переходу безводного триоксида урана UO_3 в октаоксид триурана U_3O_8 при 654,7°С, а также происходит интенсивное выделение углекислого газа CO_2 и выделение небольшого количества кислорода O_2.

Процесс газовыделения в области температур с 665…905 °С протекает с выделением газообразных продуктов разложения углекислого газа CO_2 и оксидов серы SO_2 и выделение небольшого количества оксидов азота NO. Общая убыль массы навески составляет 31,8 %.

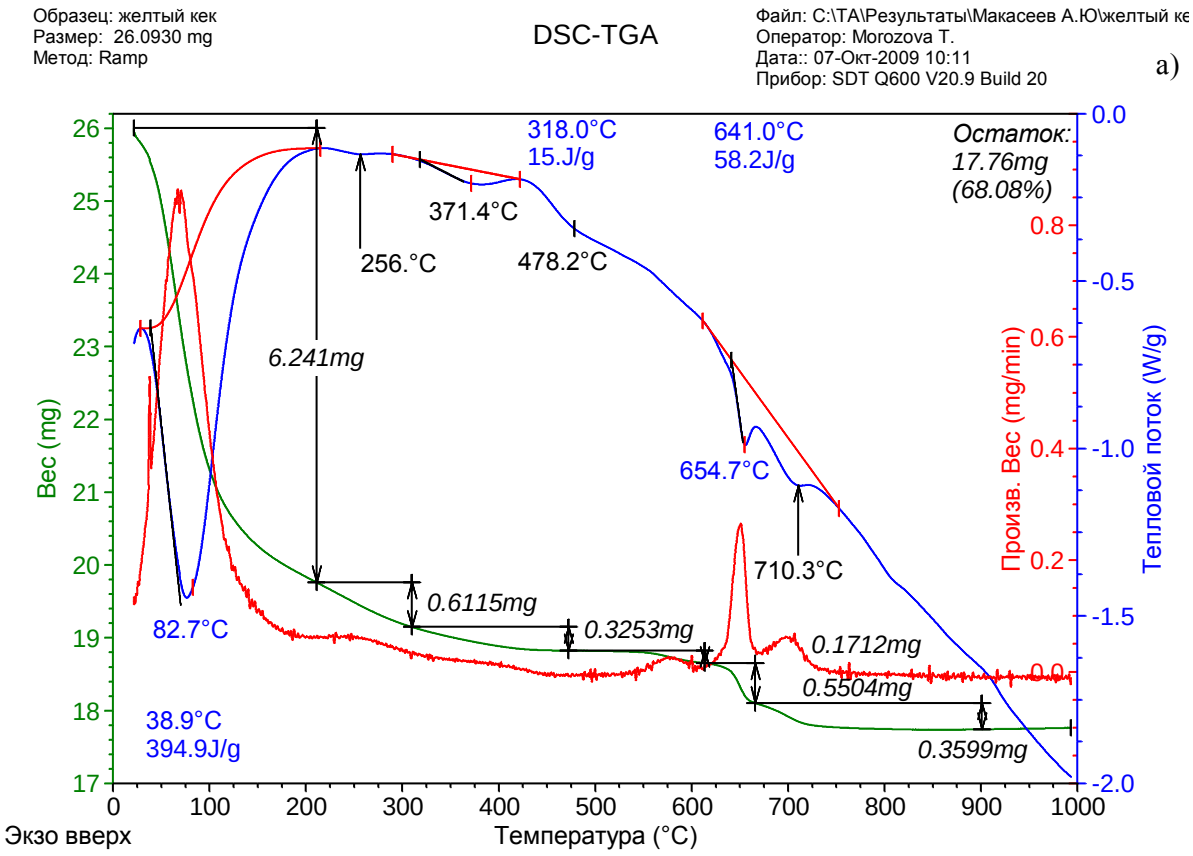
Таблица 2 – Разложение желтого кека

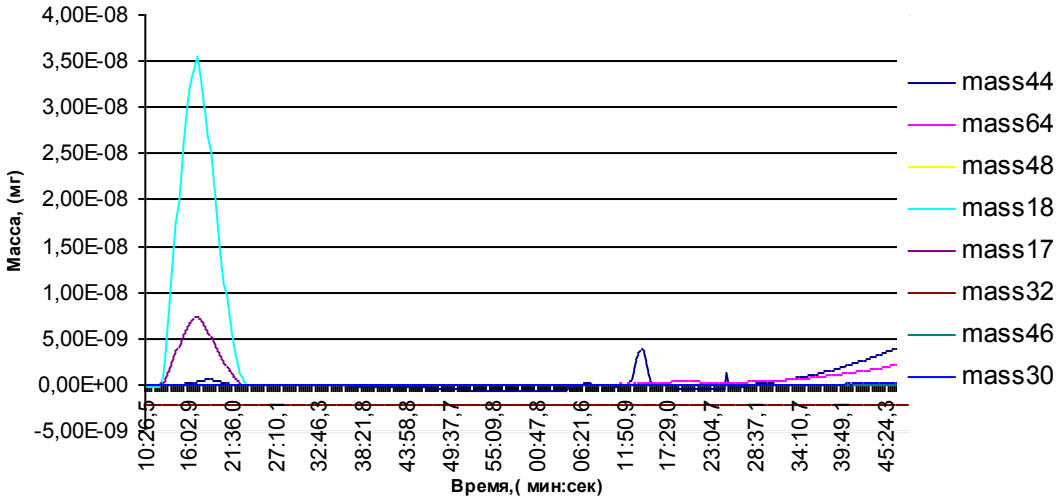
№ стадии	Интервал стадии, °С	Max. скорость при температуре, °С	Потери массы, мг	Потери массы, %	Состав газов
а) в атмосфере воздуха					
1	25…202	82,7	6,241	23,9	H_2O, NH_3, CO_2
2	202…318	256	0,6115	2,34	H_2O
3	318…478,2	450	0,3253	1,25	H_2O, CO_2
4	478,2…615	575	0,1712	0,66	H_2O, CO_2
5	615…665	615	0,5504	2,11	H_2O, O_2, CO_2
6	665…905	710,3	0,3599	1,38	SO_2, CO_2, NO
б) в атмосфере азота					
1	25…202	91	2,050	9,82	H_2O, NH_3, CO_2, NO
2	202…350	250	0,7360	3,53	NO_2
3	350…465	402	0,2460	1,18	NO_2
4	465…565	500	0,3603	1,73	CO_2, NO_2
5	565…720	660	0,1665	0,78	NO_2, SO_2
6	720…875	800	0,1368	0,66	NO_2, SO_2
7	875…1000	1000	0,1750	0,84	SO_2

Как видно из термограммы, показанной на рисунке (2, а), процесс дегидратации и термического разложения желтого кека в атмосфере воздуха так же имеет сложный характер, как и в атмосфере азота.

На кривой ДТГ потери массы можно выделить 7 стадий разложения соединений желтого кека с максимальной скоростью при следующих температурах, °С: 91; 250; 402; 500; 660; 800; 1000. Ход кривой показывает, что все реакции, протекающие при сушке и термическом разложении соединений желтого кека последовательно идут одна за другой и частично перекрывают друг друга.

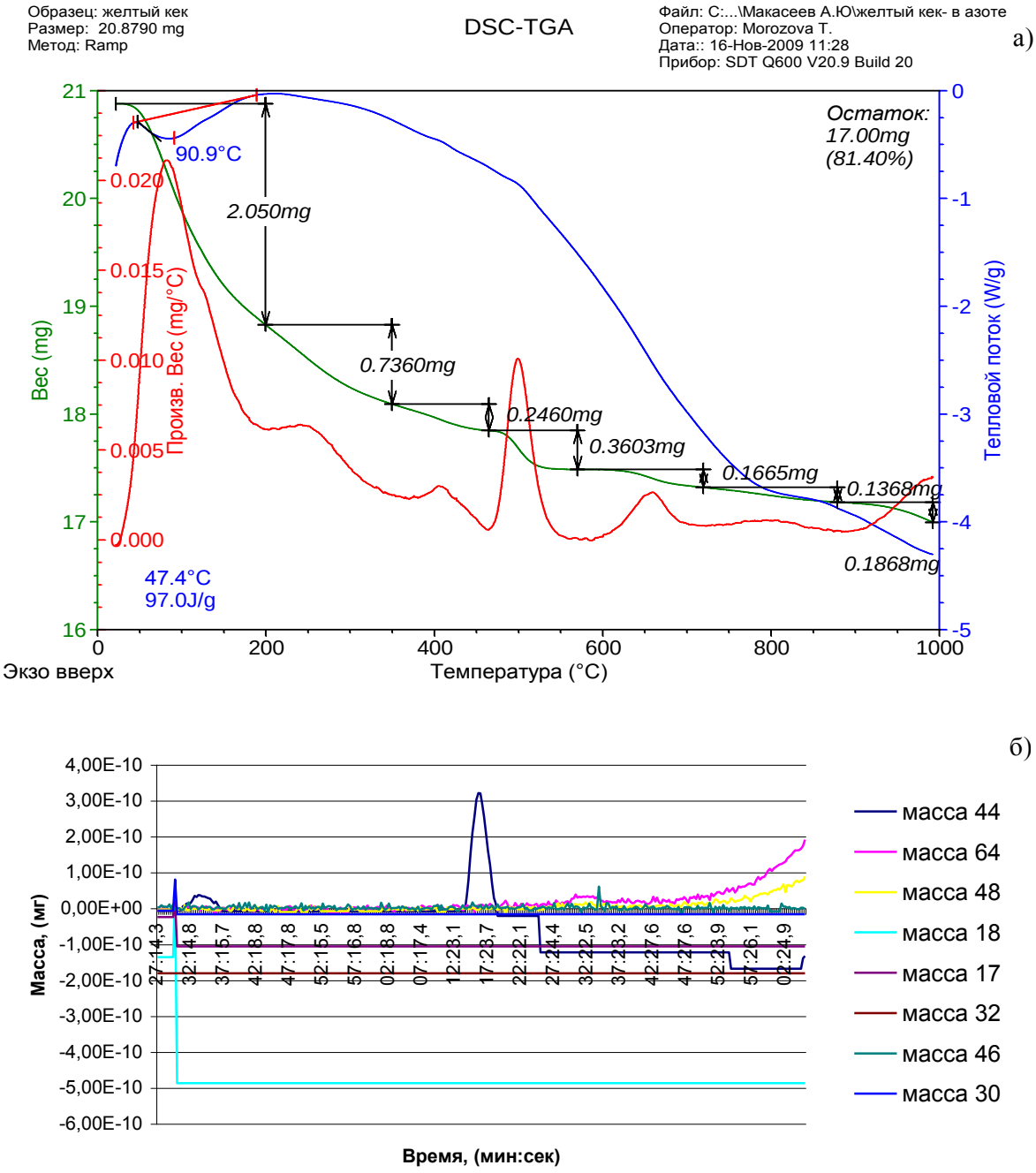
На кривой ДТА рисунка (2, а) видно, что процесс термического разложения навески желтого кека в атмосфере азота протекает с выделением газообразных веществ. Результаты газовыделений сопровождаются 3 экзотермическими и 2 эндотермическими эффектами.





а) термограмма; б) состав газовой фазы

Рисунок 1 – Термограмма сушки-прокалки желтого кека в атмосфере воздуха



а) термограмма; б) состав газовой фазы

Рисунок 2 – Термограмма сушки-прокалки желтого кека в атмосфере азота

Как следует из приведенных данных интенсивное выделение H_2O, NH_3, CO_2, NO из навески желтого кека начинается в интервале температур 25…202 °С. В этом интервале температур потеря массы навески составляет 9,82 % и является максимальной (рисунок 2). После 202 °С выделение газообразных продуктов разложения замедляется и далее за интервалом 202…465 °С продолжается потеря массы в более спокойном режиме, с выделением углекислого газа NO_2. В интервале температур 465…565 °С происходит бурное протекание реакции с выделением углекислого газа CO_2 и незначительного количества оксидов азота NO_2, потеря по массе составляет 1,73 %. В этом же интервале температур происходит дальнейшее удаление воды из гидрата триоксида урана UO_3 и переход безводного триоксида урана UO_3 в октаоксид триурана U_3O_8 при 500 °С.

Далее процесс газовыделения замедляется и в интервале 565…720 °С протекает с выделением газообразных веществ NO_2, SO_2, потери по массе составляют 0,78 %. В области 720…1000 °С наблюдается увеличение объемов выделяемых газов SO_2, суммарно потери по массе составляют 1,5 %. Общая убыль массы навески составляет 18,6 %.

Таким образом, по результатам исследований установлено, что:

- в процессе прокалки образца желтого кека до 1000 °С как в атмосфере азота, так и в атмосфере воздуха происходит удаление большей части газообразных продуктов разложения, характерных для соединений урана, полученных при осаждении из сернокислых растворов, для полиуранатов – это вода, аммиак, оксиды азота, оксиды серы, для АУТК – вода, аммиак, оксиды азота, оксиды серы и оксиды углерода;
- удаление оксидов углерода CO_2 и оксидов серы SO_2 свидетельствует о том, что в составе желтого кека ОАО «Хиагда» кроме полиуранатов $(NH_4)_2U_2O_7$ содержатся соединения в виде аммонийуранилтрикарбоната $(NH_4)_4[UO_2(CO_3)_3]$ и солей, включающих сульфат-ион, например, $(NH_4)_2[(UO_2)_2SO_4(OH)_4]\cdot 4H_2O$ или $(UO_2)_2SO_4(OH)_2$;
- в составе желтого кека находится до ~ 2 % по массе соединения $(NH_4)_4[UO_2(CO_3)_3]$, остальную же часть ~ 98 % по массе составляют $(NH_4)_2U_2O_7$ и соединения, содержащие сульфат-ион;
- по кривым термогравиметрического анализа можно констатировать, что максимальная скорость удаления летучих компонентов находится в интервале температур 25…202 °С. С 202 °С процесс термического разложение желтого кека протекает в более спокойном режиме;
- сульфаты конвертируются в оксиды серы и интенсивно дегазируются при высоких температурах: в воздухе ~ 700 °С, в азоте ~ 650 °С;
- переход триоксида урана UO_3 в октаоксид триурана U_3O_8 проходит: на воздухе при ~ 654,7 °С и в атмосфере газообразного азота при ~ 500 °С;
- в интервале температур 25…202 °С в атмосфере азота наблюдается выделение оксидов азота NO, что не наблюдается в атмосфере воздуха;
- в результате прокалки желтого кека в атмосфере воздуха не обнаружены выделение оксидов азота NO_2.

Список литературы

1 Галкин Н.П. и др. Технология урана / Б.Н. Судариков, У.Д. Верятин. – М.: Атомиздат, 1964. – 308 с.

2 Аннопольский В.Ф., Беляев Э.К. К методике термогравиметрического исследования кинетики гетерогенных процессов / Редколлегия «К. физ. химии» АН СССР. Рукопись доп. В ВИНИТИ 14 ноября 1973. – № 7 301-73. – М., 1973.

3 Ипполитова Е.А. и др. сб. Исследования в области химии урана. – М.: Издательство московского университета, 1961.

РАЗРАБОТКА СПОСОБА ПОДГОТОВКИ К ЗАХОРОНЕНИЮ НЕРАСТВОРИМЫХ ОСТАТКОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В ПРОЦЕССЕ АФФИНАЖА «ЖЕЛТОГО КЕКА»

Шевелев А.М.[1], Каменев Е.А.[1], Круглов С.Н.[1], Лазарчук В.В.[1],
Соковиков С.А.[1], Жиганов А.Н.[2]
[1]ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
[2]ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск

На РХЗ СХК разрабатывается технология переработки урана в виде химического концентрата природного урана – уранилтрикарбоната аммония («желтого кека», ЖК). В августе-сентябре 2009 года была выполнена переработка пробной партии «желтого кека» производства ОАО «Хиагда». Результаты опытно-промышленной переработки ЖК показали, что РХЗ располагает технологией и оборудованием, позволяющим очищать уран «желтого кека» до требований СТП. В рамках этой работы проводились исследования по разработке способа захоронения ТРО – нерастворимого остатка (НО), образующегося в процессе аффинажа ЖК, содержащего балластные примеси. Данные остатки необходимо удалять из раствора, так как их присутствие в значительной степени затрудняет процесс аффинажа.

Разработка технологии переработки ЖК ведется по двум основным направлениям – «высококислотная схема» (ВС) и «низкокислотная схема» (НС). При проведении процесса аффинажа по ВС – ($[HNO]_3$ > 105 г/дм^3 и [U] ≈ 200 г/дм^3) объем образующегося нерастворимого остатка не превышает 0,5 % об. от первоначального объема раствора. При этом образующиеся остатки представляют собой хлопьевидную структуру черного цвета. При высыхании на воздухе остатки легко измельчаются в мелкодисперсный порошок, не изменяя цвета.

При растворении ЖК по «низкокислотной схеме» (остаточная кислотность в суспензии составляет 10…60 г/дм^3, концентрация урана в суспензии 200…350 г/дм^3) объем образующегося НО составляет до 20 % об. При данном способе растворения образующиеся остатки представляют собой плотную суспензию темно-серого цвета. При высыхании на воздухе в течение 8 часов осадок становится светло-желтого цвета, при этом происходит его цементация в прочную пористую структуру.

Фильтрация растворов, содержащих такие НО, проходит медленно. Если фильтровать мутный раствор «желтого кека» без его предварительного разделения, то фильтрация будет проходить через постоянно увеличивающийся слой осадка, то есть с постоянным замедлением, что значительно увеличит общую продолжительность фильтрации.

Присутствие НО в растворе в процессе экстракции ухудшает расслаивание эмульсии с экстрагентом, что, в итоге, отрицательно сказывается на производительности экстракционного каскада.

Нами был исследованы состав и физико-химические свойства НО, образующихся в процессе растворения как по ВС так и по НС схемам.

Определено, что в состав исследуемых проб входят Al, Fe, Mg, Mn, Ca, Cu; основным компонентом НО является кальций.

Выявлено, что НО, получаемый при растворении ЖК по ВС, нерастворим ни в одной из кислот (HNO_3, H_2SO_4, HCl) как при комнатной температуре, так и при температурах кипения указанных кислот, и труднорастворим в кипящей «царской водке» (HCl + HNO_3). НО, полученный по НС хорошо растворим в 11,6 М HNO_3 при комнатной температуре.

Также была проведена серия радиохимических анализов НО, полученного как по ВС, так и по НС. Часть образцов НО предварительно промывалась 0,1 М HNO_3 для определения возможности снижения их активности. Промывка проводилась при отношении Т : Ж = 1 : 10. Исходя из проделанной работы, можно сделать следующие выводы:

- нерастворимый остаток, полученный как по ВС так и по НС как до, так и после промывки относится к среднеактивным отходам по классификации ОСПОРБ-99;
- при промывке НО, полученных по обоим схемам активность образцов увеличивается, что возможно, связано с уменьшением концентрации солей урана в образцах и, как следствие, уменьшением самопоглощения анализируемыми образцами.

Опираясь на результаты анализов физико-химических свойств НО, нами за наиболее перспективную схему переработки ЖК была выбрана «высококислотная схема». Этот выбор был обусловлен тем, что на стадии растворения концентрата в выбранном варианте образуется небольшое количество НО (0,05…0,5 % мас.), а по НС эти показатели значительно выше (до 20 % об.). Также в случае отмывки НО от урана, по НС будет образовываться большее количество промывного труднопереработываемого (из-за значительного содержания кремния) раствора в сравнении с ВС. После стадии отмывки НО от урана, образуются пульпы, которые, категорируются как жидкие радиоактивные отходы (ЖРО). Согласно НП-019-2000 при обращении с ЖРО предусматривается их отверждение с помощью процесса остекловывания, либо кондиционирование в виде битумных компаундов. Процесс отверждения НО путем включения их, например, в цементный компаунд достаточно хорошо изучен, причем в процессе цементирования получаются достаточно прочные компаунды с низкой скоростью выщелачивания радиоактивных элементов из матриц.

В ходе проведения работы указанные процессы были признаны неприемлемыми в условиях РХЗ по причине того, что оба требуют организации дополнительных участков по переработке НО. К тому же включение в компаунды НО увеличивает конечный объем ТРО, что также является нежелательным.

В результате было выбрано направление, основанное на переводе ЖРО в ТРО методом сушки. Кондиционирование отмытых нерастворимых остатков путем сушки обеспечивает снижение коррозионной активности отходов, а также сокращение их массы и объема. Нами в лабораторных условиях отработана технология подготовки НО к захоронению, а также исследованы полученные в ходе проведения экспериментов, образцы ТРО на предмет

требованиям НП-020-2000. По результатам исследований предложен способ подготовки НО к длительному хранению. Он состоит из следующих операций:

1) промывки НО, полученного на стадии растворения (0,1 М раствором азотной кислоты, либо водой) до содержания урана в отмытой пробе 0,07…0,1 г/г;

2) отделение НО, отмытого до заданного значения содержания урана, центрифугированием суспензии;

3) сушки НО при температуре 105 °С в течение 1 часа с улавливанием сбросных газов;

4) размещение сухого НО в полиэтиленовые мешки, помещенные в бочки объемом 200 дм^3.

Промывка НО осуществляется 0,1 М раствором азотной кислоты (либо водой) из расчета Т : Ж = 1 : 10. Промывной раствор возвращается в «голову» процесса, то есть на стадию растворения, а отмытый осадок в виде суспензии подается на центрифугу. Расход суспензии через центрифугу подбирается по результатам анализов проб фугата.

Далее, производится сушка фугата. Для определения оптимальной температуры сушки НО были проведены дополнительные исследования. Для этого исследуемые образцы, полученные при растворении по ВС фуговали на лабораторной центрифуге при 4000 об./мин. Далее фугат помещали в сушильный шкаф и производили сушку образцов при различных температурах в течение 30, 60 и 90 минут. Остаточную влажность в исследуемых образцах контролировали весовым методом. Определили, что сушку фугата необходимо проводить при температуре 105 °С в течение 1,5 часов с улавливанием сбросных газов на используемой в цехе системе газоочистки. В результате, по предложенной нами схеме получаются ТРО удовлетворяющие требования НП 020-2000. Характеристика ТРО приведена в таблице.

Таблица – Характеристика ТРО, подготовленных к захоронению

Характеристика ТРО	α, кБк/кг	β, Бк/кг	γ, нА/кг·дм^3	Содержание U, г/г	Содержание Th, мг/г	Остаточная, влажность, % мас.	Классификация по ОСПОРБ-99
Значение	$3{,}57\cdot10^4$	$1{,}03\cdot10^5$	фон	0,07	0,06	> 3	среднеактивные

Далее ТРО затаривается в металлический контейнер выполненный из стали 3 с установленными в них полиэтиленовыми пакетами и направляется на площадку № 16 (площадка хранения твердых САО). В качестве контейнеров можно использовать порожние металлические контейнеры объемом 200 дм^3, имеющиеся на РХЗ. При этом решается проблема утилизации возвратной тары.

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ МОНОГИДРАТА ТРЕХОКИСИ УРАНА ДЛЯ РАЗРАБОТКИ СТАНДАРТНОГО ОБРАЗЦА СОСТАВА ОКСИДОВ УРАНА, АТТЕСТОВАННОГО ПО МАССОВОЙ ДОЛЕ ВОДЫ

Якубовская Е.В., Голик В.М., Трепачев С.А., Герасимович Н.Г.
ОАО «Уральский электрохимический комбинат», г. Новоуральск
E-mail: czl@ueip.ru

Использование стандартных образцов (СО) является одним из факторов обеспечения эффективной деятельности аналитических лабораторий. Индустрия стандартных образцов состава самых разных веществ успешно развивается. Однако стабильные при хранении стандартные образцы, аттестованные по массовой доле воды, отсутствуют.

В Государственном реестре зарегистрированы ГСО состава калия хлористого, разработанные во ФГУП УНИИМ (регистрационные номера Госреестра – ГСО 9046-2008, ГСО 9045-2008), аттестованные по массовой доле воды. Срок годности экземпляров составляет всего 30 дней, что является существенным недостатком.

Для закиси-окиси урана и других урансодержащих соединений и материалов объективный контроль влажности имеет большое значение. Содержание воды в урансодержащих соединениях и материалах важно знать с точки зрения ядерной безопасности. Кроме того, с влажностью и процессами увлажнения связано изменение массы продукта,

передаваемой от поставщика к потребителю и изменяющимся в связи с этим содержанием урана в продукте.

В атомной отрасли ввиду отсутствия СО используются аттестованные смеси [1]: кварцевого порошка и бария хлористого $BaCl_2 \cdot 2H_2O$; кварцевого порошка и натрия вольфрамовокислого $Na_2WO_4 \cdot 2H_2O$; закиси-окиси урана U_3O_8 и бария хлористого $BaCl_2 \cdot 2H_2O$; закиси-окиси урана U_3O_8 и натрия вольфрамовокислого $Na_2WO_4 \cdot 2H_2O$, имеющие срок хранения 1 месяц.

Сложность в создании любых стандартных образцов, аттестованных по массовой доле воды, заключается в том, что количество воды может изменяться в зависимости от температуры и влажности окружающей среды. Кроме того, на изменение содержания воды во времени оказывают влияние способ хранения, способ приготовления образцов, степень измельчения. Вода может содержаться в веществах в химически несвязанном виде (адсорбированная на поверхности твердого вещества, сорбированная капиллярами аморфных веществ, окклюдированная полостями минералов, кристаллов и др). Такая вода присутствует как загрязнение из атмосферы или раствора, в котором формировалось анализируемое вещество. Вещества могут содержать также химически связанную воду (иногда ее называют стехиометрической водой), то есть, являющейся неотъемлемой частью молекулярной или кристаллической структуры твердого вещества. К химически связанной воде относится кристаллизационная вода, (например, в соединениях $BaCl_2 \cdot 2H_2O$; $CaSO_4 \cdot 2H_2O$ и т.д.) и конституционная вода, выделяющаяся в результате разложения вещества при нагревании, например:

$$Ca(OH)_2 \xrightarrow{t} CaO + H_2O$$

При хранении веществ содержание адсорбированной (или гигроскопической воды) может изменяться и зависит от влажности воздуха, точнее от давления водяных паров. Некоторые вещества в так называемом воздушно-сухом состоянии могут содержать до 10 % и более адсорбированной воды. Для количественного удаления адсорбированной воды чаще всего проводят высушивание вещества при температуре выше 100 °С [2].

В настоящем исследовании авторами рассмотрена возможность создания принципиально нового типа СО состава оксидов урана, аттестованных по массовой доле воды, сохраняющих свои метрологические характеристики во времени, стабильных при длительном хранении, в качестве носителя размера массовой доли воды в СО для аттестации использовать не всю воду, а только химически связанную после предварительного удаления адсорбированной воды сушкой.

Возможность количественного разделения адсорбированной и химически связанной воды, содержащейся в трехокиси урана (UO_3), представлена на рисунке 1.

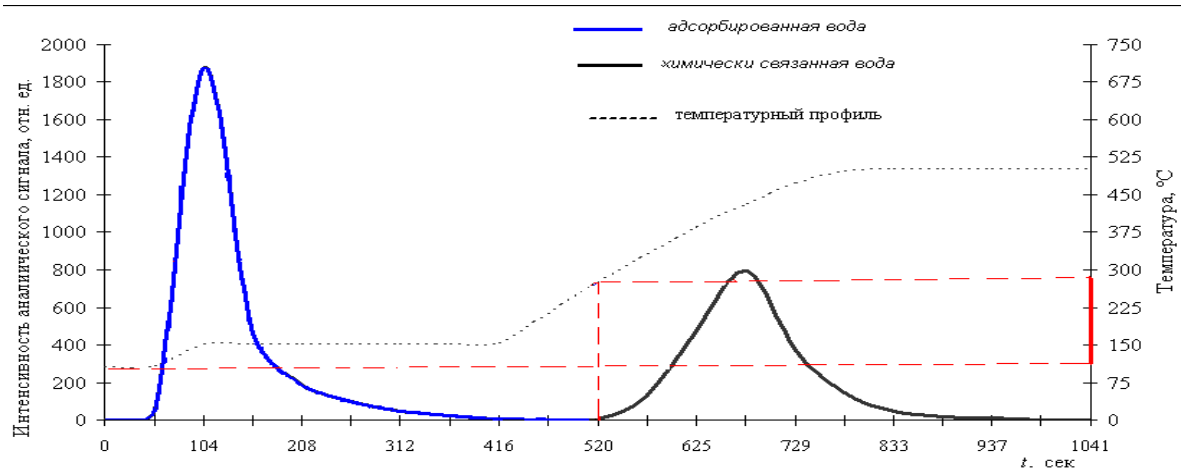


Рисунок 1 – Кривая «выхода воды», полученная при нагревании гидратированной трехокиси урана на анализаторе RC-412 фирмы LECO (кривая «выхода воды» – зависимость интенсивности относительного аналитического сигнала от продолжительности нагревания образца при контролируемой температуре)

Представленная на рисунке 1 кривая показывает, что существует интервал температур, в котором адсорбированная вода уже полностью удалена, а химически связанная остается в гидрате трехокиси урана.

Согласно литературным данным, UO_3 образует с молекулами воды моногидрат $UO_3 \cdot H_2O$ при кипячении [3], т.е. соединение, предельно насыщенное водой в данных условиях.

Создаваемый образец в нормальных условиях не должен терять и поглощать воду, иметь устойчивую (стабильную) аттестованную характеристику массовой доли химически связанной воды.

Устойчивость аттестуемой характеристики (массовой доли воды) может быть обеспечена: максимально возможным насыщением материала трехокиси урана водой с образованием кристаллогидрата; устойчивостью кристаллогидрата в нормальных условиях; интервалом температур, позволяющим надежно разделять адсорбированную и химически связанную воду.

Согласно литературным данным [4-5], трехокись урана – кристаллическое или аморфное вещество от светло-желтого до оранжевого цвета; существует в следующих полиморфных модификациях: α-UO_3, β-UO_3, γ-UO_3, δ-UO_3, ε-UO_3, η-UO_3. Образование той или иной модификации зависит от структуры исходного вещества и условий получения UO_3. Желтая γ-модификация UO_3 устойчива на воздухе до 600 °С [6], все остальные разлагаются при более низкой температуре.

Модификации UO_3 возможно получить по следующей технологической схеме [7], приведенной на рисунке 2.

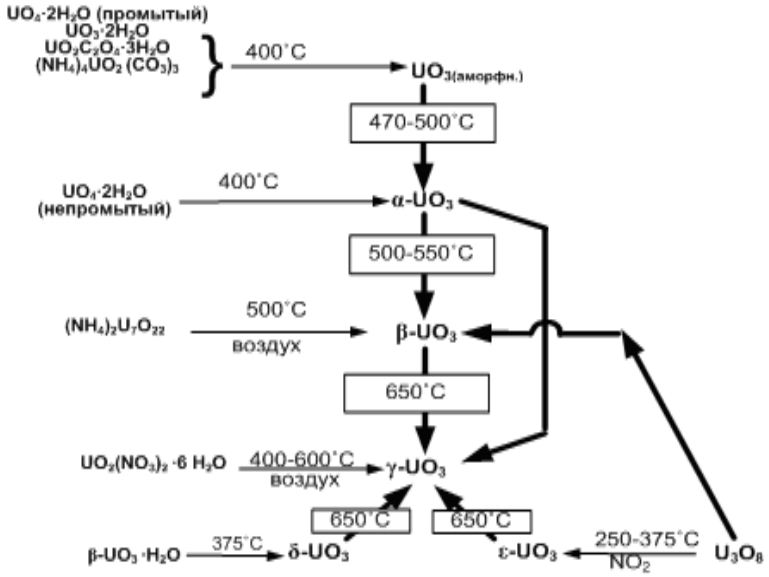


Рисунок 2 – Технологическая схема получения отдельных модификаций UO_3
(жирные линии обозначают процессы при высоком давлении O_2)

Из перечисленных выше модификаций для изучения свойств с целью разработки СО, аттестованных по массовой доле воды, была выбрана γ-модификация UO_3 (γ-UO_3), поскольку может быть получена в лабораторных условиях, образует кристаллогидрат $UO_3 \cdot H_2O$ кипячением с водой, устойчива до температуры 600 °С – важное условие при аттестации массовой химически связанной доли воды в гидрате трехокиси урана гравиметрическим методом при температуре 500 °С.

Средства измерения

Для исследования свойств трехокиси урана и ее гидрата использовали анализатор влажности АВ-712 УМ, предназначенный для определения массовой доли воды в оксидах урана кулонометрическим методом, являющимся абсолютным, и анализатор углерода и влажности RC-412 фирмы LECO (США), предназначенный для определения свободной и кристаллической воды в неорганических материалах методом инфракрасной абсорбции. Также использовали термоанализатор SDT Q600 фирмы T.A. Instrument и универсальный рентгеновский дифрактометр URD-6.

Результаты и их обсуждение

Принимая во внимание всю сложность системы U-O, содержащей наряду с индивидуальными фазами постоянного состава разнообразные модификационные разновидности и многообразие структурных переходов были проведены экспериментальные работы для выбора условий получения γ-UO_3 разложением гидратов нитрата уранила, получения $UO_3 \cdot H_2O$, а также синтеза образцов состава оксидов урана, содержащих химически связанную воду

В ходе экспериментальных работ был получен образец UO_3. Были проведены исследования, подтверждающие образование γ-UO_3 (определение массовой доли азота в соответствии с ОСТ 95.406 [8], рентгенофазовый анализ, исследование термической устойчивости UO_3 на термоанализаторе SDT Q600). Не было обнаружено принципиальных отличий полученного образца UO_3 от γ-модификации. Массовая доля азота в нем составила $6 \cdot 10^{-4}$ %, что свидетельствовало о термодиссоциации нитрата уранила до UO_3. Наблюдаемый на кривой теплового потока эндотермический эффект с максимумом при температуре 612 °С, сопровождающийся убылью массы (на кривой ТГ) (рисунок 3), соответствовал процессу разложения γ-UO_3.

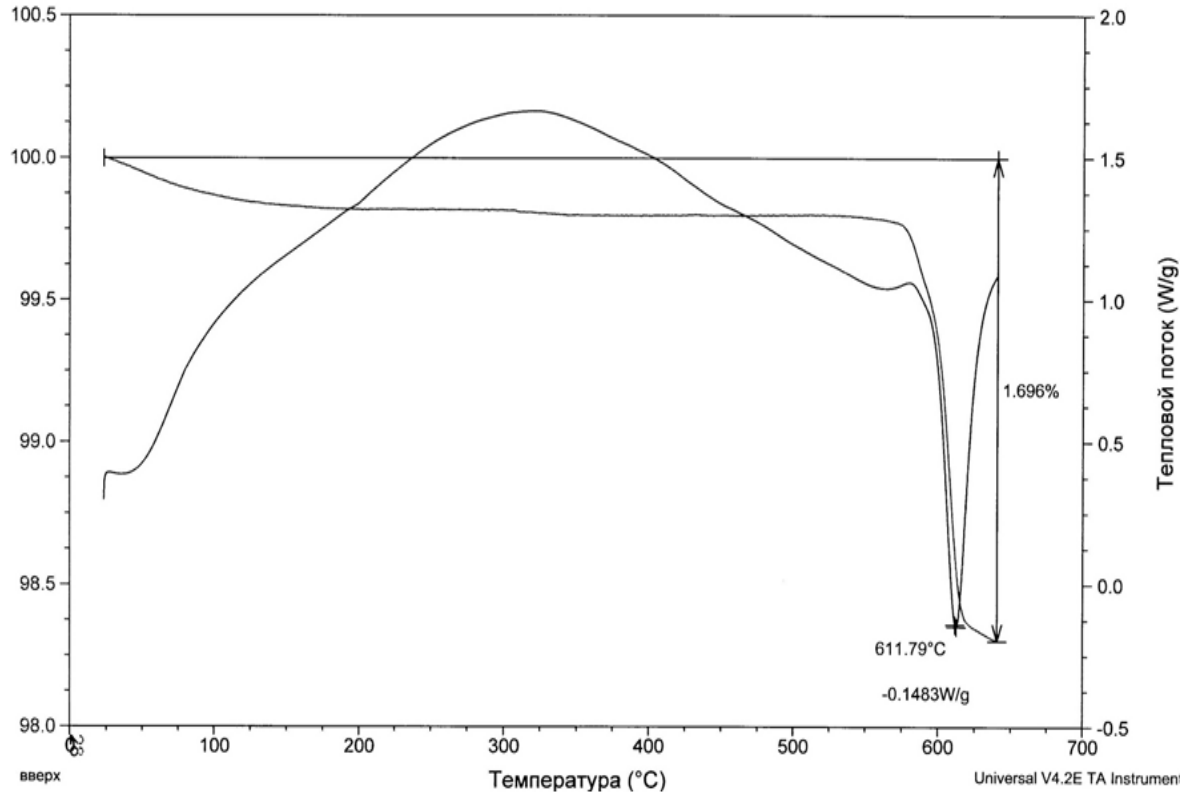


Рисунок 3 – Термогравиметрическая кривая (ТГ) и дифференциальная кривая теплового потока, полученные при нагревании образца UO_3 на термоанализаторе SDT Q600

Рентгенофазовым анализом установлено, что исследуемый образец соответствовал γ-модификации UO_3.

При кипячении с водой полученный образец UO_3 образует гидрат, массовая доля химически связанной воды в котором составляет 5,70 %, что сопоставимо с теоретическим значением массовой доли воды в $UO_3 \cdot H_2O$, равным 5,92 %.

На кривой «выхода воды», полученной при нагревании гидратированного образца UO_3 на анализаторе RC-412 (рисунок 4), химически связанная вода выделяется при температуре свыше 200 °С, таким образом возможно количественное разделение адсорбированной и химически связанной воды.

При исследовании стабильности гидратированной трехокиси урана установлено, что за период исследования стабильности массовая доля химически связанной воды стабильна и изменяется в пределах погрешности метода измерения, составляющей 5 %.

Массовая доля воды в кристаллогидрате трехокиси урана составляет 5,92 %. В реальных пробах закиси-окиси урана содержание воды, как правило, не превышает один процент (от 0,2 до 0,5 % для большинства проб).

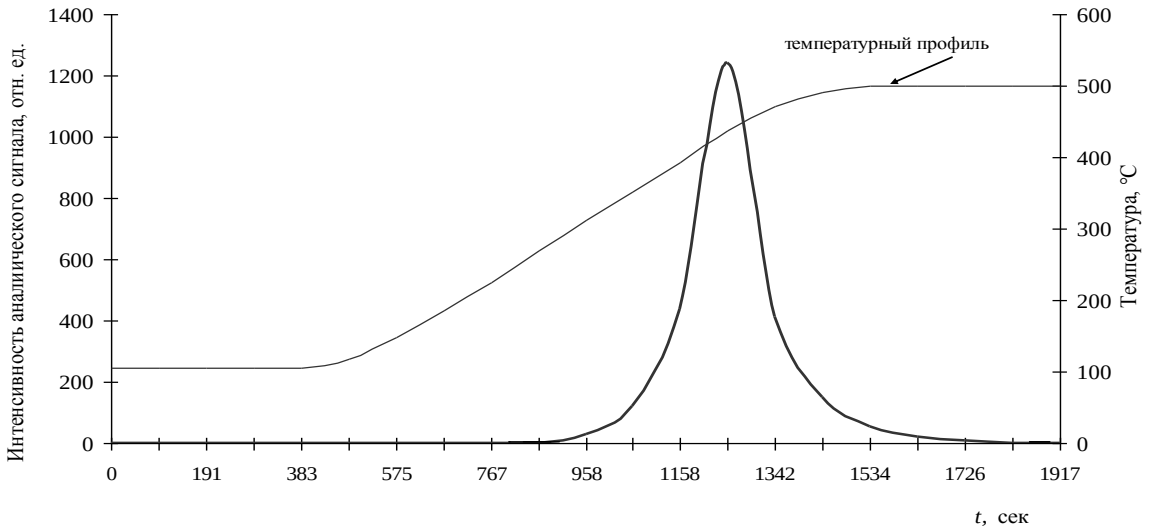


Рисунок 4 – Кривая «выхода воды», полученная при нагревании гидратированного образца UO_3 на анализаторе RC-412

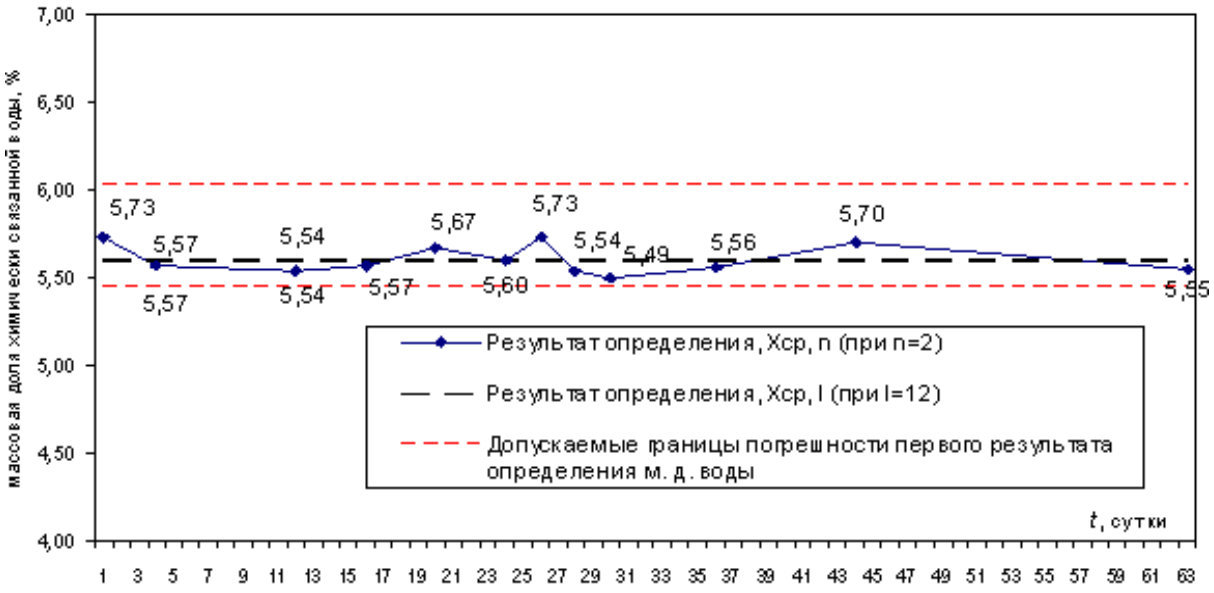


Рисунок 5 – Зависимость массовой доли химически связанной воды в гидратированной трехокиси урана от продолжительности хранения

Для получения образцов с массовой долей воды 0,5 %, т.е. сопоставимой по значению с анализируемыми пробами, были опробованы следующие способы:

1) неполная диссоциация UO_3

$$\gamma\text{-}UO_3 \xrightarrow{t>600^\circ C} \text{продукт диссоциации } \gamma\text{-}UO_3\ (\gamma\text{-}UO_3 \text{ и } U_3O_{8+x\max}) \longrightarrow$$
$$\xrightarrow{\text{кипячение в воде, сушка}} (UO_3{\cdot}H_2O \text{ и } U_3O_{8+x\max});$$

2) механическое смешивание оксидов урана ($UO_3{\cdot}H_2O$ и U_3O_8).

В образцах, полученных путем частичной диссоциации UO_3, наблюдалось увеличение массовой доли химически связанной воды в зависимости от продолжительности их хранения в условиях, приближенных к 100 % влажности.

Образцы влажности, приготовленные в виде смеси $UO_3 \cdot H_2O$ с U_3O_8 оказались стабильными при хранении (рисунок 6).

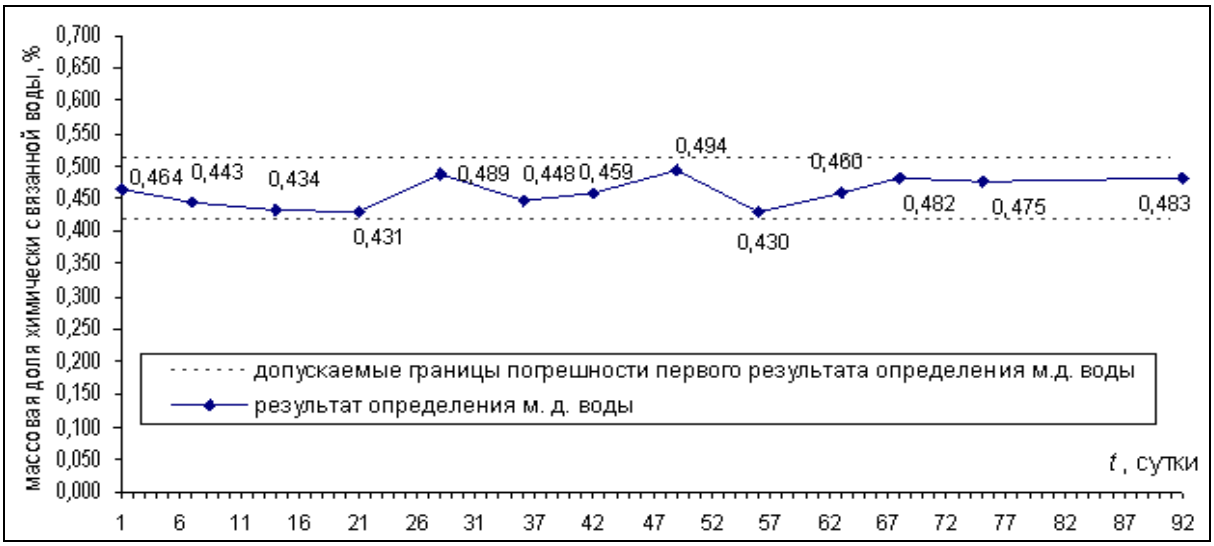


Рисунок 6 – Зависимость массовой доли химически связанной воды от продолжительности хранения образца влажности, представляющего собой смесь $UO_3 \cdot H_2O$ с U_3O_8

Проведенные исследования и полученные данные показывают возможность создания СО состава оксидов урана, аттестованных по массовой доле воды, которые могут быть стабильны при длительном хранении.

Авторами предложена принципиально новая концепция создания стандартных образцов, аттестованных по массовой доле воды. Сущность ее заключается в том, что в стандартном образце в качестве носителя размера массовой доли воды для аттестации использовать не всю воду, а только химически связанную после предварительного удаления адсорбированной воды сушкой.

Предложено использовать гидрат $UO_3 \cdot H_2O$ для создания стандартных образцов состава оксидов урана, аттестованных по массовой доле воды.

Список литературы

1 Оксиды урана. Методика кулонометрического определения содержания воды. ОСТ 95 974-2006.

2 Золотов Е.Н., Дорохова Е.Н., Фадеева В.И. и др. Основы аналитической химии. Кн. 1. Общие вопросы. Методы разделения.– М.: Высшая школа, 1996. – 383 с.

3 Марков В.К., Верный Е.А., Виноградов А.В. и др. Уран. Методы его определения. – М.: Атомиздат, 1964. – 503 с.

4 Химическая энциклопедия: В 5 т.: Т. 5 / Х 46 редкол.: Кнунянц И.Л. (гл. ред.) и др. – М.: Большая Российская энцикл., 1992. – 639 с., ил.

5 Wheeler V.J., Dell R.M. and Walt E. Uranium trioxide and the UO_3 hidrates // J. Inorg. Nucl. Chem. – Pergamon Press Ltd. – 1964. – Vol. 26. – P. 1829-1845.

6 Воронов Н.М., Сафронова Р.М., Войтехова Е.А. Высокотемпературная химия окислов урана и их соединений. – М.: Атомиздат, 1971. – 360 с.

7 Химия актиноидов в 3-х т.: Т. 1.: Пер. с англ. / Под ред. Дж. Каца, Г. Сиборга, Л. Морсса. – М.: Мир, 1991. – 525 с.

8 Урана гексафторид, тетрафторид, окислы. Фотометрический метод определения массовой доли азота. ОСТ 95 406.

РАДИАЦИОННАЯ И ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

ТРАНСПОРТНЫЙ УПАКОВОЧНЫЙ КОМПЛЕКТ ТУК-137 ДЛЯ БЕЗОПАСНОГО ТРАНСПОРТИРОВАНИЯ ОТВС РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000 С УВЕЛИЧЕННОЙ МАССОЙ И ГЛУБИНОЙ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Блохина Е.В., Тюрин М.В., Долбищев С.Ф., Кожаев Л.Н.
ФГУП РФЯЦ «Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики», г. Саров
E-mail: bushin@otd14.vniief.ru

Введение

В Российской Федерации транспортирование отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с АЭС в хранилища Горно-химического комбината (ГХК) осуществляется с использованием транспортных упаковочных комплектов (ТУК). Для транспортирования ОЯТ реакторных установок ВВЭР-1000 используют ТУК-13, разработанный в конце восьмидесятых годов.

ТУК-13 разработан для перевозки 12 отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) ВВЭР-1000 с обогащением топлива по урану-235 – до 4,4 % мас., глубиной выгорания топлива – до 50 ГВт·сут/тU и остаточным энерговыделением ОТВС – 1,67 кВт.

С целью улучшения топливоиспользования, повышения надежности и экономических показателей реакторных установок ВВЭР-1000 происходит постоянное совершенствование и внедрение новых тепло-выделяющих сборок (ТВС) ВВЭР-1000 (ТВС-2, ТВС-2М и ТВСА).

Новые ТВС имеют большее начальное обогащение топлива и, соответственно, большую глубину выгорания топлива (обогащение по урану-235 до 5 %, глубина выгорания топлива – 70 ГВт·сут/тU и остаточное энерговыделение ОТВС – 2 кВт).

Транспортирование ОТВС с увеличенной глубиной выгорания в ТУК-13, возможно только с уменьшением загрузки контейнера, что является экономически затратным решением или увеличением выдержки ОЯТ на АЭС (9-12 лет) при этом, вместимость прireакторных хранилищ ряда существующих энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 может оказаться недостаточной для обеспечения требуемой выдержки ОТВС. Радиационные параметры ОТВС с увеличенной массой и глубиной выгорания ядерного топлива приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Радиационные параметры ОТВС с увеличенной массой и глубиной выгорания ЯТ

Параметр	ОТВС выдержки 4 года энерговыработки 50 ГВт·сут/тU	ОТВС выдержки 5 лет энерговыработки 60 ГВт·сут/тU	ОТВС выдержки 6 лет энерговыработки 70 ГВт·сут/тU
Интенсивность гамма-квантов, квант/с	$5{,}98\cdot10^{15}$	$6{,}07\cdot10^{15}$	$6{,}11\cdot10^{15}$
Интенсивность нейтронов, н/с	$4{,}59\cdot10^{8}$	$9{,}22\cdot10^{8}$	$1{,}97\cdot10^{9}$
Энерговыделение, кВт	1,68	1,78	1,99

Радикальным решением проблемы для безопасного транспортирования ОТВС реактора типа ВВЭР-1000 с увеличенной массой ядерного топлива и глубиной выгорания является создание ТУК, отвечающего современным требованиям по безопасности и по своим характеристикам не уступающего аналогичным разработкам ведущих зарубежных фирм.

В рамках выполнения договора, заказчик ОАО «Концерн Росэнергоатом», РФЯЦ-ВНИИЭФ разработал концепцию создания транспортного упаковочного комплекта для безопасного транспортирования отработавших тепловыделяющих сборок реакторов типа ВВЭР-1000 с увеличенной массой и глубиной выгорания ядерного топлива. Согласно

принятым концептуальным положениям РФЯЦ-ВНИИЭФ разрабатывает необходимую техническую документацию для изготовления ТУК, предназначенного для безопасного транспортирования 20 ОТВС с параметрами, указанными в таблице 1.

Конструкция ТУК

На рисунке 1 представлен общий вид транспортно-упаковочного комплекта ТУК-137, содержащий:

- металлический корпус, включающий днище, опору и концентрично закрепленные на днище цилиндрические обечайки с установленным на них основанием, полость между обечайками заполнена вставкой из металла высокой плотности и теплопроводности относительно материала обечаек, вставка закреплена между обечайками диском, подкрепленным кольцом и продольными пластинами;
- внутреннюю и наружную крышки, установленные одна над другой на основании, на внутренней крышке установлено устройство поджима;
- нейтронную защиту, установленную на наружных поверхностях внутренней крышки, днища и цилиндрической обечайке;
- ребра с высокой теплопроводностью, пропущенные через слой нейтронной защиты, расположенной на цилиндрической обечайке, выполненные в V-образной форме и расположенные вдоль корпуса на длине, соответствующей длине внутренней полости контейнера. Ребра установлены основанием на цилиндрической обечайке и закреплены на ней сваркой. Ребра выступают за поверхность нейтронной защиты и скреплены между собой обечайкой, являющейся облицовкой нейтронной защиты. В зоне нейтронной защиты стенки ребер перфорированы пазами, расположенными в продольных рядах со смещением паза одного ряда по отношению к пазу другого ряда;
- демпферы, установленные на опоре и на наружной крышке;
- кантовочные и опорные цапфы, установленные на корпусе;
- корзину, выполненную из 20 шестигранных труб, предназначенных для размещения в них ОТВС, диска нижнего, центральной трубы, четырех промежуточных поясов, диска верхнего и устройства нажимного.

Шестигранные трубы расположены в 2 кольцевых ряда. В каждом ряду шестигранные трубы сопрягаются друг с другом ребрами: в первом ряду размещается 7 труб, во втором – 13. С наружной стороны необходимой грани шестигранных труб на требуемой длине облицованы пластинами, содержащими аморфный бор.

Внутренняя цилиндрическая обечайка, днище и общее основание могут быть выполнены из коррозионностойкой стали, а внешняя цилиндрическая обечайка – из низколегированной стали. Выполнение внутренней обечайки, днища и основания корпуса из коррозионностойкой стали не требует использования антикоррозионного покрытия. Вставка из металла высокой плотности и теплопроводности может быть выполнена из меди. Вставка может быть закреплена между обечайками диском, подкрепленным кольцом и пластинами, что исключает ее продольные перемещения. Также вставка может быть выполнена из отдельных блоков, закрепленных от продольного перемещения с помощью колец, при этом зазор между блоками и наружной обечайкой заполнен порошковым наполнителем из того же материала, что и блоки. Данный вариант исполнения вставки расширяет технологические возможности изготовления корпуса контейнера.

Заполнение зазора между обечайками внутренней цилиндрической оболочки вставкой из металла высокой теплопроводности и плотности, например, медью, позволяет обеспечить:

- высокую теплопроводность оболочки (теплопроводность меди в 10…20 раз выше, чем у стали);
- эффективную защиту от гамма-излучения при существенно меньшей суммарной толщине оболочки по сравнению с монолитной стальной оболочкой (как гамма-защита медь по отношению к стали эффективней ≈ в 1,5 раза).

Ребра V-образной формы могут быть скреплены между собой сваркой. Ребра V-образной формы могут представлять собой двухслойную конструкцию, внутренний слой выполнен из меди, наружный – из коррозионностойкой стали. Установка продольных ребер V-образной формы из материала высокой теплопроводности, например, материала, выполненного в виде двухслойной конструкции, внутренний слой выполнен из меди, наружный – из коррозионностойкой стали, основанием на наружную поверхность обечайки цилиндрической оболочки, закрепление ребер к обечайке и вывод ребер за слой нейтронной защиты и металлическую облицовку нейтронной защиты позволяет эффективно отвести тепло от цилиндрической оболочки и путем конвекции и излучения рассеять его в окружающей среде.

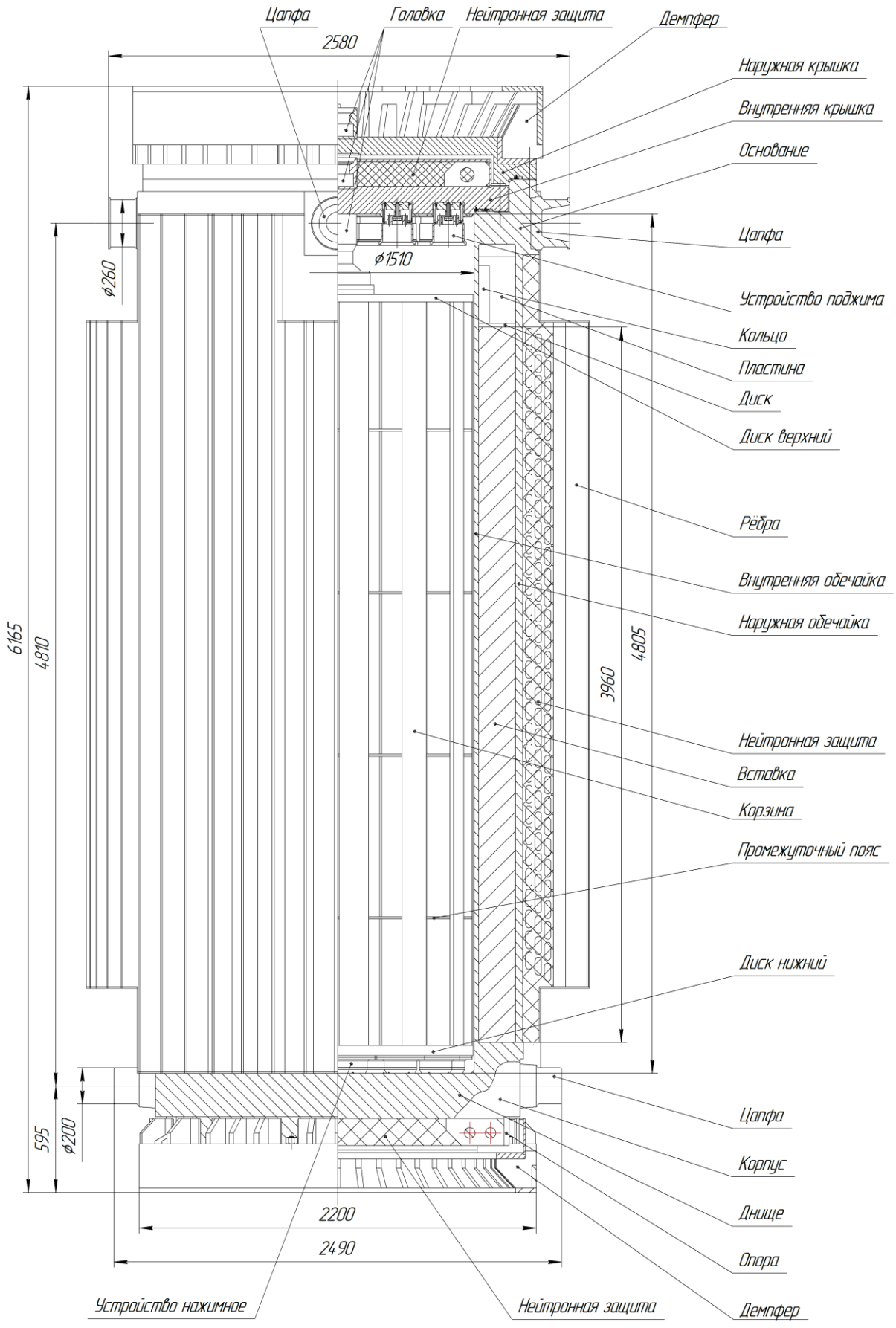


Рисунок 1 – Общий вид транспортно-упаковочного комплекта ТУК-137

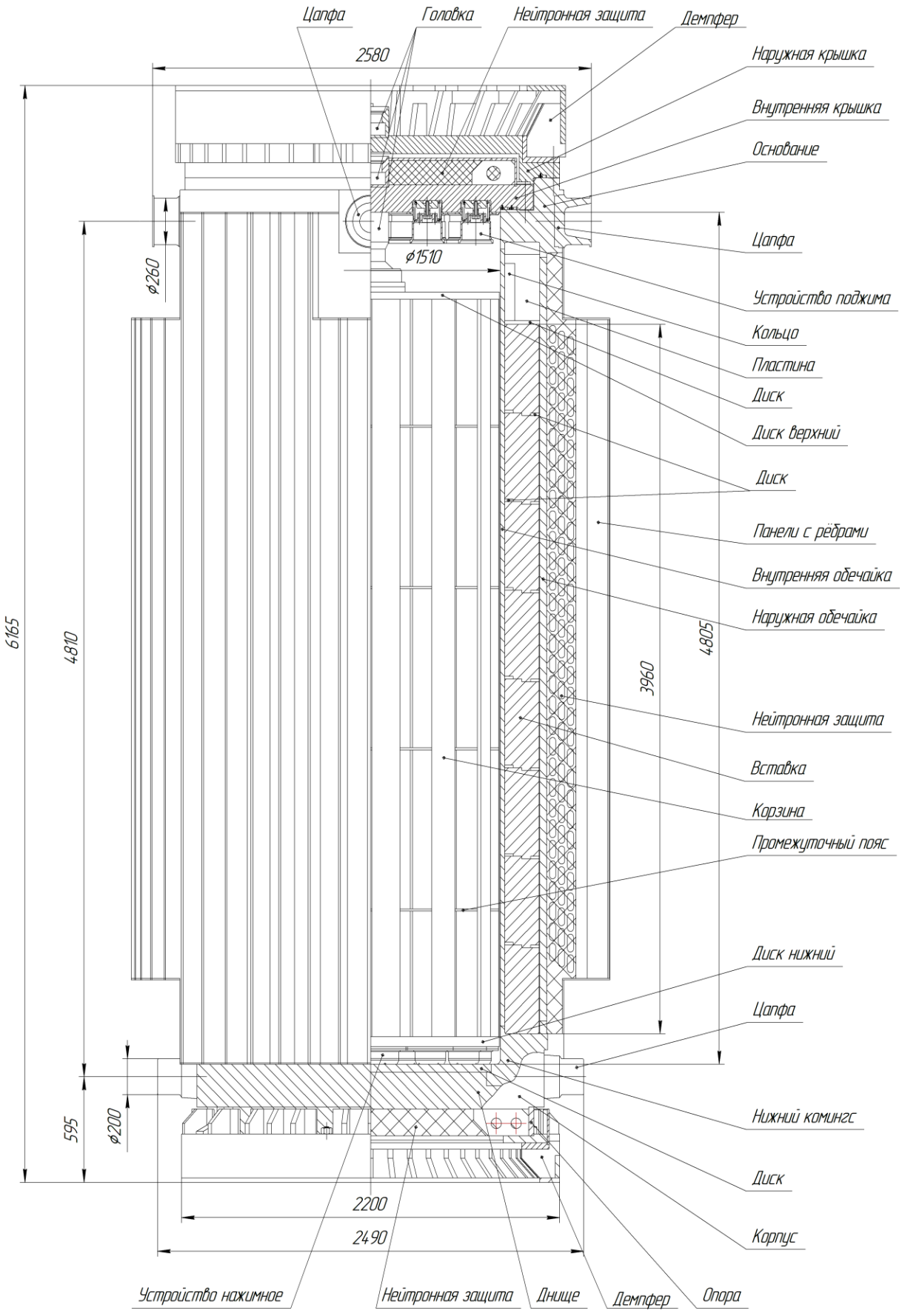


Рисунок 2 – Конструкция контейнера

Выступающие за облицовку нейтронной защиты ребра выполняют также роль демпфирующих элементов, гасящих импульсы внешних динамических нагрузок, воздействующих на контейнер, в случае возникновения нештатных ситуаций.

Выполнение в стенках V-образных ребер пазов, расположенных в продольных рядах со смещением паза одного ряда по отношению к пазу другого ряда позволяет при изготовлении контейнера заполнить их материалом нейтронной защиты и тем самым исключить сквозной проскок нейтронов.

В варианте выполнения контейнера, представленном на рисунке 2, на наружную обечайку корпуса установлены и закреплены продольные панели, состоящие из обечайки, на которой основанием установлены и закреплены ребра V-образной формы, скрепленные между собой пластинами; панели соединены между собой облицовкой нейтронной защиты. Количество ребер в панели зависит от ее ширины.

Нейтронная защита размещена во внутренних полостях панелей и в полостях между панелями и облицовкой нейтронной защиты. Данный вариант исполнения упрощает технологию изготовления контейнера с сохранением параметров его основных технических характеристик.

Облицовка нейтронной защиты может быть выполнена из коррозионностойкой стали, что исключает необходимость использования антикоррозионного покрытия.

Нейтронная защита может быть выполнена из силоксанового каучука.

Демпферы могут быть выполнены из разновысотных косынок, связанных между собой обечайкой и торцовым кольцом.

Демпферы могут быть выполнены из коррозионностойкой стали.

Размещение на опоре и на наружной крышке с помощью крепежных элементов демпферов, обеспечивает защиту контейнера от воздействия внешних динамических нагрузок, воздействующих на контейнер в случае возникновения нештатных ситуаций

Герметизация каждой крышки с сопрягаемыми поверхностями основания произведена с помощью двух уплотнительных элементов, установленных в кольцевых концентрично расположенных на соответствующих поверхностях крышек канавках является двухконтурной, при этом появляется возможность контроля герметичности, обеспечиваемой каждым уплотнительным элементом, путем проверки герметичности полости между уплотнительными элементами соответствующей крышки, для чего из упомянутой полости выводится канал для подключения установки для проверки герметичности.

Выполнение корзины по вышеуказанной схеме расположения шестигранных труб обеспечивает оптимальные габариты упаковки (наружный диаметр корзины не более 1500 мм). Поверхности шестигранных труб, поверхности центральной трубы и поясов, обращены гранями друг к другу, что улучшает условия отвода тепла от ОТВС. Материал корзины – алюминиевый сплав АМг6.

Выводы

Согласно концептуальным положениям в РФЯЦ-ВНИИЭФ разработано и согласовано с ГХК техническое задание. Разработан план-график со сроками выполнения работ. В настоящее время разработан технический проект и разрабатывается конструкторская документация на ТУК-137, которая сопровождается проведением необходимых расчетов: на радиационную и ядерную безопасность, тепловой, прочностной и утечек радиоактивного содержимого (герметичность).

Техническая документация на ТУК-137 согласовывается с техническими службами завода РФЯЦ-ВНИИЭФ.

В ТУК-137 реализованы конструктивные решения по обеспечению ядерной безопасности при транспортирования 20 ОТВС реакторов типа ВВЭР-1000 с обогащением 5 %, глубиной выгорания – до 70 ГВт·сут/тU и остаточным тепловыделением ОТВС – 2 кВт.

По техническим и эксплуатационным характеристикам ТУК-137 в полном объеме отвечает требованиям «Правил безопасности при транспортировании радиоактивных материалов НП-053-04», предъявляемым к упаковкам типа B(U) с делящимися материалами и требованиям «Правил безопасной перевозки радиоактивных материалов МАГАТЭ (редакция 2005 г.) № ST-1».

ТУК-137 может быть использован для транспортирования ОЯТ реакторов типа ВВЭР-1000 российских и зарубежных АЭС, построенных по российским проектам.

Габаритно-массовые характеристики ТУК-137 позволяют перевозить его железнодорожным транспортом в габаритах подвижного состава 02-ВМ ГОСТ 9238-83 с учетом существующей транспортно-технологической цепочки обращения с ТУК типа ТУК-13.

Например, возможна перевозка ТУК-137 в вагоне-контейнере ТК-13 с незначительной доработкой элементов конструкции вагона.

ТУК-137 соответствует условиям обращения на АЭС и условиям приемки отработавших ТВС на ГХК – они идентичны условиям для ТУК-13.

Срок службы ТУК-137 составляет 50 лет.

По совокупности основных технических характеристик ТУК-137 не имеет аналогов как среди отечественных, так и зарубежных ТУК, предназначенных для безопасного транспортирования ОТВС реакторов типа ВВЭР-1000.

Список литературы

1 НП-053-04. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов.

2 МАГАТЭ (редакция 2005 года) № ST-1 Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов.

3 НП-061-05. Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии.

4 ПН АЭГ-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.

5 ПН АЭГ-7-009-89. Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварка и наплавка, основные положения.

6 ПН АЭГ-7-010-89. Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварные соединения и наплавки, правила контроля.

7 ГОСТ 9238-83. Габариты приближения строений и подвижного состава, железных дорог колеи 1520 (1524) мм.

8 ОСПОРБ-99. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности.

9 НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности.

10 НП-016-05. ОПБ ОЯТЦ Общие положения обеспечения объектов ядерного топливного цикла.

11 СП-АС-99. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций.

12 НП-001-97. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций.

13 НП-031-01. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций.

14 ГОСТ 2.102-68. ЕСКД. Виды и комплектность конструкторских документов.

15 ГОСТ 15150-69. Машины, приборы и другие технические изделия. Исполнения для различных климатических районов. Категории, условия эксплуатации, хранения и транспортирования в части воздействия климатических факторов внешней среды.

16 ОСТ 95.18-2001. Порядок проведения научно-исследовательских и опытно- конструкторских работ. Основные положения.

17 ГОСТ Р 15.201-2000. Система разработки и постановки продукции на производство. Продукция производственно-технического назначения. Порядок разработки и постановки продукции на производство.

18 ГОСТ 2.118-73. ЕСКД. Техническое предложение.

19 ГОСТ 2.103-68. ЕСКД. Стадии разработки.

20 РД-95-10550-2000. Упаковочные комплекты для перевозки и хранения отработавшего ядерного топлива с использованием двухцелевых контейнеров. Общие технические требования по безопасности.

21 ГОСТ 26013-83. Комплекты упаковочные транспортные для отработавших тепловыделяющих сборок ядерных реакторов. Общие технические требования.

22 МР 21.03-99. Пособие по исходным требованиям к разработке конструкторской документации на оборудование индивидуального изготовления.

23 ГОСТ Р51964-2022. Упаковки отработавшего ядерного топлива. Типы и основные параметры.

24 НП-058-04. Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения.

25 НРБ-99/2009. СанПиН 2.6.1 2523-09 Нормы радиационной безопасности.

26 ПБЯ-06-08-77. Правила ядерной безопасности при транспортировании отработавшего ядерного топлива.

27 ПБЯ-06-09-09 Правила ядерной безопасности при хранении и транспортировании ядерноопасных делящихся материалов.

ВНЕДРЕНИЕ «МЕТОДИКИ ВЫПОЛНЕНИЯ ИЗМЕРЕНИЙ МАССОВОЙ КОНЦЕНТРАЦИИИ ЖЕЛЕЗА ОБЩЕГО» ДЛЯ АНАЛИЗА СТОЧНЫХ ВОД СЗ

Варламова Е.В., Синкин И.М.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: sz@seversk.tomsknet.ru

ОАО «Сибирский химический комбинат» входит в состав Госкорпорации по атомной энергии «Росатом». Функционирование организаций атомной отрасли может приводить к негативным изменениям в окружающей среде, отрицательно сказываться на здоровье населения, проживающего в санитарной зоне комбината и Томской области. Экологическая деятельность комбината, направленная на минимизацию воздействия объектов использования атомной энергии на окружающую среду, охрану здоровья персонала и населения, обеспечение экологической безопасности является высшим приоритетом ОАО «СХК».

Одним из важных направлений экологической деятельности предприятий атомной промышленности является контроль содержания вредных химических веществ (ВХВ) в атмосфере (газовоздушные выбросы) и сточных водах. В 2010 г. на СХК были введены «Нормативы допустимого сброса веществ и микроорганизмов», которые регламентируют перечень ВХВ в сточных водах подразделений комбината. Поскольку указанные объекты входят в сферу Государственного метрологического контроля и надзора, контроль ВХВ в сточных водах проводят только по методикам, внесенным в государственный реестр методик количественного химического анализа.

В лаборатории Сублиматного завода анализ ВХВ (хлориды, сульфаты, фториды, нефтепродукты и т.д.) проводится по федеративным природоохранным нормативным документам. Для более полного контроля нормируемых вредных веществ в 2010 г. было решено определять в сточных водах СЗ содержание железа общего.

В мае 2010 г. в лаборатории СЗ проводились работы по освоению и внедрению РД 52.24.358-2006 «Методики выполнения измерений массовой концентрации железа общего в водах фотометрическим методом с 1,10-фенантролином».

Метод измерения основан на восстановлении Fe (III) гидроксиламином до Fe (II) и взаимодействии последнего с 1,10-фенантролином в кислой среде (pH около 3) с образованием окрашенного в оранжево-красный цвет комплекса с максимумом в спектре поглощения при 510 нм.

При апробации методики были выполнены следующие работы:

- подготовлено рабочего места (реактивы, хим. посуда);
- приготовлены аттестованные смеси (АС Fe III);
- построены градуировочные зависимости оптической плотности от концентрации железа в диапазонах: от 0,02 до 1,00 мг/дм^3; от 1,00 до 4,00 мг/дм^3;
- проведен анализ проб сточных вод СЗ;
- выполнен контроль сходимости результатов измерений;
- выполнен контроль качества выполнения измерений с использованием метода кратного варьирования аликвоты и метода добавок.

Полученные градуировочные характеристики описывались уравнением прямой, выходящей из начала координат. Коэффициенты линейной регрессии рассчитывали с использованием метода наименьших квадратов. Результаты представлены в таблице 1.

Таблица 1 – Значения оптической плотности в зависимости от концентрации железа

Концентрация железа, С, мг/дм^3	Значение оптической плотности, $D_{ср}$, отн. ед.	Коэффициенты линейной регрессии	Концентрация железа, С, мг/дм^3	Значение оптической плотности, $D_{ср}$, отн. ед.	Коэффициенты линейной регрессии
0	0,030	$в_0$ = 0,01283 $в_1$ = 0,89671 r^2 = 0,99768	0	0,011	$в_0$ = -0,0333 $в_1$ = 0,29606 r^2 = 0,99531
0,02	0,052		1,0	0,264	
0,05	0,082		1,5	0,452	
0,10	0,150		2,0	0,572	
0,20	0,201		2,5	0,682	
0,40	0,418		3,0	0,869	
0,60	0,594		4,0	1,172	
1,00	0,928		–	–	

Для устранения мешающего влияния органической матрицы при выполнении измерений массовой концентрации железа в сточных водах (11к, 82к) при пробоподготовке использовался способ кипячения пробы, предусмотренный 11.1 МВИ. Результаты измерений массовой концентрации железа в сточных водах (11к, 82к) и контроля сходимости представлены в таблице 2 и на контрольной карте (рисунок 2).

Анализ результатов измерений, представленных в таблице 2 и на рисунке 1, выявил наличие нескольких неудовлетворительных результатов (результаты измерений проб 2, 3, 5 превысили предел действия) при проведении оперативного контроля сходимости. Возможными причинами могут быть:

- ошибка исполнителя работ из-за отсутствия опыта работы по данной методике, потери при пробоподготовке (этап упаривания пробы);
- «жесткие» значения показателя сходимости (r = 2…4 %).

Контроль выполнения измерений проводился с использованием метода добавок, регламентируемый РД, а также с помощью метода кратного варьирования. Результаты контроля представлены в таблицах 3, 4 и на контрольных картах (рисунки 3, 4).

Таблица 2 – Результаты контроля сходимости измерений

№	X_1	X_2	$\overline{X}$	$\lvert X_1-X_2\rvert$, мг/дм^3	Норматив сходимости, $2{,}77 \cdot \sigma_{сх}$, мг/дм^3	Вывод по выполнению условия сходимости
1	0,055	0,057	0,056	0,002	0,007	выполняется
2	0,282	0,265	0,274	0,017	0,014	не выполняется
3	0,061	0,049	0,055	0,012	0,007	не выполняется
4	0,061	0,059	0,060	0,002	0,007	выполняется
5	0,090	0,104	0,097	0,014	0,008	не выполняется
6	0,043	0,045	0,044	0,002	0,005	выполняется
7	0,049	0,055	0,052	0,006	0,007	выполняется
8	0,085	0,079	0,082	0,006	0,008	выполняется
9	0,060	0,063	0,062	0,003	0,007	выполняется
10	0,111	0,112	0,111	0,001	0,009	выполняется
11	0,057	0,061	0,059	0,004	0,007	выполняется
12	0,063	0,061	0,062	0,002	0,007	выполняется

Примечание: X_1, X_2 – результаты измерений массовой концентрация железа в пробе воды, мг/дм^3;

$\overline{X}$ – среднее арифметическое результатов двух параллельных определений массовой концентрации железа в пробе, мг/дм^3

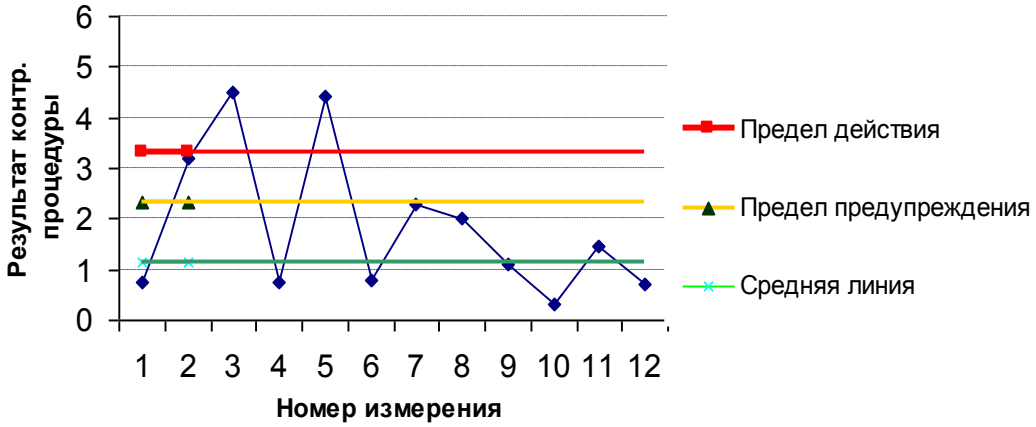


Рисунок 1 – Контрольная карта проверки стабильности сходимости

Таблица 3 – Контроль погрешности с использованием метода добавок

№	Массовая концентрация железа, мг/дм^3			$\left\|\overline{X}_д - \overline{X} - \Delta\right\|$, мг/дм^3	Норматив точности $\sqrt{\Delta^2_{\overline{X}_д} + \Delta^2_{\overline{X}} + \Delta^2_д}$, мг/дм^3	Вывод по выполнению условия точности
	в пробе $\overline{X} \pm \Delta_{\overline{X}}$	в пробе с добавкой $\overline{X}_д \pm \Delta_{\overline{X}_д}$	величина добавки $\Delta \pm \Delta_д$			
1	0,056 ± 0,010	0,125 ± 0,018	0,050 ± 0,005	0,019	0,021	выполн.
2	0,060 ± 0,010	0,129 ± 0,018	0,060 ± 0,006	0,009	0,021	выполн.
3	0,044 ± 0,00035	0,101 ± 0,015	0,050 ± 0,005	0,007	0,016	выполн.
4	0,052 ± 0,010	0,106 ± 0,016	0,050 ± 0,005	0,004	0,020	выполн.
5	0,082 ± 0,013	0,179 ± 0,024	0,100 ± 0,010	0,003	0,029	выполн.
6	0,062 ± 0,010	0,170 ± 0,023	0,100 ± 0,010	0,008	0,027	выполн.
7	0,111 ± 0,016	0,215 ± 0,029	0,100 ± 0,010	0,004	0,035	выполн.
8	0,059 ± 0,010	0,112 ± 0,016	0,050 ± 0,005	0,003	0,020	выполн.
9	0,062 ± 0,010	0,125 ± 0,018	0,050 ± 0,005	0,013	0,021	выполн.

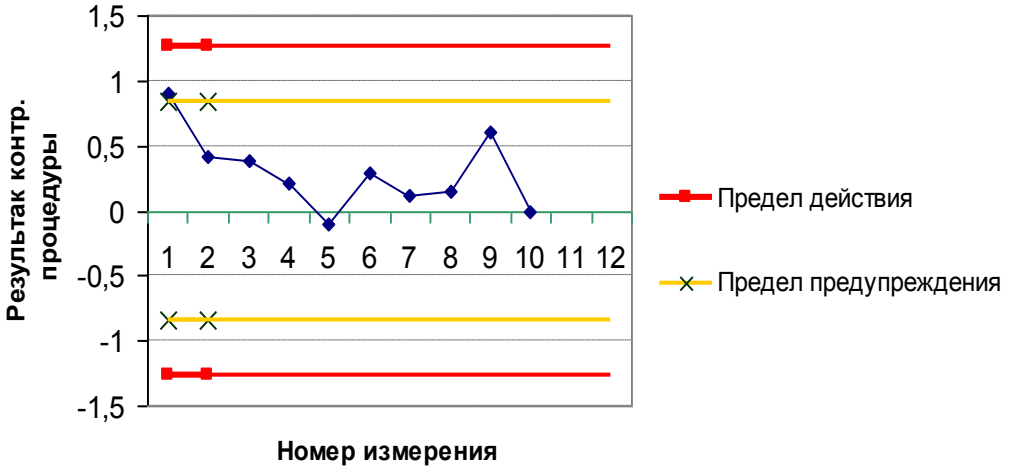


Рисунок 2 – Контроль погрешности с применением метода добавок

Таблица 4 – Контроль погрешности с использованием метода кратного варьирования аликвоты пробы (удвоенный объем)

№	Массовая концентрация железа, мг/дм^3		$\left\|\overline{X}' - \overline{X}\right\|$, мг/дм^3	Норматив точности $\sqrt{\Delta^2_{\overline{X}'} + \Delta^2_{\overline{X}}}$, мг/дм^3	Вывод по выполнению условия точности
	в пробе $\overline{X} \pm \Delta_{\overline{X}}$	в пробе с кратным изменением аликвоты пробы $\overline{X}' \pm \Delta_{\overline{X}'}$			
1	0,056 ± 0,010	0,059 ± 0,010	0,003	0,014	выполняется
2	0,060 ± 0,010	0,063 ± 0,011	0,003	0,015	выполняется
3	0,044 ± 0,00035	0,051 ± 0,010	0,007	0,010	выполняется
4	0,052 ± 0,010	0,057 ± 0,010	0,005	0,014	выполняется
5	0,082 ± 0,013	0,087 ± 0,013	0,005	0,018	выполняется
6	0,062 ± 0,010	0,068 ± 0,011	0,006	0,015	выполняется
7	0,111 ± 0,016	0,124 ± 0,018	0,013	0,024	выполняется
8	0,059 ± 0,010	0,065 ± 0,011	0,006	0,015	выполняется
9	0,062 ± 0,010	0,062 ± 0,011	0	0,015	выполняется

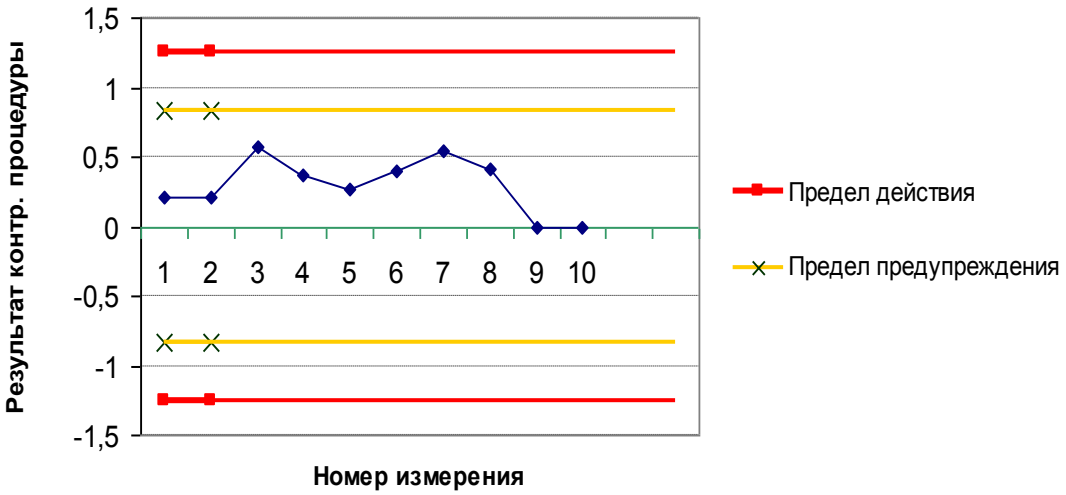


Рисунок 3 – Контроль погрешности с применением метода кратного варьирования

Анализ результатов, представленных в таблицах 3, 4 и рисунках 3, 4, показал:

- результаты контроля погрешности измерений с использованием метода добавок удовлетворительные, пределы действия не превышены;
- результаты контроля погрешности с применением метода кратного варьирования удовлетворительные, пределы действия не превышены;
- наблюдается некоторое систематическое завышение результатов относительно средней линии, однако при этом практически все результаты не превышают границ предупреждения и действия.

Контроль показателей качества измерений выполняли в соответствии с требованиями РД 52.24.358-2006 и ОСТ 95 10289-2005 «Отраслевая система обеспечения единства измерений. Внутренний контроль качества результатов измерений».

Методика освоена и внедрена для контроля массовой концентрации железа общего в сточных водах, а также включена в график аналитического контроля сбросных вод СЗ.

В лаборатории СЗ планируется внедрение еще ряда методик определения содержаний ВХВ, входящих в перечень контролируемых веществ, сбрасываемых со сточными водами (бор, хром (III), хром (II), цинк, медь и др.) для улучшения экологической деятельности и обеспечения экологической безопасности.

ПРИМЕНЕНИЕ ИОНОМЕТРИЧЕСКОГО МЕТОДА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЙОДИД-ИОНОВ ДЛЯ МОНИТОРИНГА ЙОДДЕФИЦИТНЫХ ЗАБОЛЕВАНИЙ

Васильева Е.В., Безрукова С.А., Буйновский А.С.
ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: veugenes@sibmail.com

В последнее время одной из приоритетных и социально значимых является проблема выявления дефицита йода в организме человека и связанных с ним йоддефицитных заболеваний (ЙДЗ). Как правило, к возникновению йоддефицитных заболеваний приводит постоянное облучение при работе на предприятиях ядерной энергетики, а также недостаточное количество йода в питьевой воде и продуктах питания.

Дефицит йода не имеет подчас внешне очень выраженного характера. Однако нехватка йода обуславливает снижение интеллектуального потенциала всего населения, проживающего в зоне йодной недостаточности.

Практически на всей территории центральной части России потребление йода с пищей и водой снижено. По данным исследований реальное потребление йода составляет всего 40…80 мкг в день, то есть в 2-3 раза ниже рекомендованного уровня. Недостаточное потребление йода создает серьезную угрозу здоровью около 100 миллионов россиян и требует проведения мероприятий по массовой и групповой профилактике.

Этим объясняется необходимость разработки надежных методов и средств контроля за содержанием и поступлением йода в организм человека с рационом. Для проведения мероприятий по оценке степени йоддефицита в конкретном регионе (ЗАТО Северск) и планирования соответствующих диагностических, лечебных и профилактических мероприятий необходимо иметь методы оценки содержания йода в биологических жидкостях и объектах окружающей среды. Эти методы должны отвечать ряду требований [4]: высокая точность и чувствительность; простота и скорость выполнения, что особенно важно при проведении широкомасштабных скрининговых обследований; низкая стоимость обследования.

В настоящее время существует ряд методик, но они, к сожалению, не отвечают полностью указанным требованиям. В связи с этим становится очевидным необходимость разработки и применения других методик определения йода для последующего мониторинга лиц, составляющих “группу риска” по развитию заболеваний и функциональных нарушений щитовидной железы.

На кафедре ХиТМСЭ была разработана экспресс-методика потенциометрического определения йодидов в биологических объектах (или моче) с помощью йодидселективного электрода, имеющая ряд преимуществ: 1) высокая точность и чувствительность; 2) диапазон определяемых содержаний от 60 до 300 мкг/дм^3; 3) низкая стоимость; 4) возможность неразрушающего анализа; 5) возможность автоматизации; 6) экспрессность. Совместно с сотрудниками Томского политехнического университета разработан макет прибора потенциометрического определения йода в биологических жидкостях и объектах окружающей среды.

В качестве основного метода определения йодид-ионов предложен метод двойных стандартных добавок [2], заключающийся в добавлении к анализируемой пробе определенного количества стандартного раствора определяемых ионов. Определение содержания йодид-ионов в биологических жидкостях проводили по методу «введено-найдено».

С использованием данного метода проведено обследование людей разных возрастных групп на содержание йодид-ионов в моче, в том числе около 300 школьников 8-11 лет и 900 беременных женщин. Отмечено, что ИСЭ позволяет фиксировать как избыточное содержание йода (> 100 мкг/дм^3), так и его недостаток (20 мкг/дм^3). Методика апробирована в лаборатории Северского Биофизического Научного Центра и может быть рекомендована в широкую практику с целью выявления йоддефицитных заболеваний и функциональных нарушений щитовидной железы.

Однако при проведении массовых анализов биологических объектов выявлен ряд проблем, связанных с низким содержанием определяемого элемента в анализируемом образце и высоким содержанием органических примесей. Отмечено, что наличие примесей приводит к искажению аналитического сигнала, к снижению точности и чувствительности определения.

Для устранения мешающего влияния органических примесей рассмотрены следующие способы пробоподготовки [1]:

- разложение матрицы пробы различными минеральными кислотами (“мокрая” минерализация);
- применение химических реакций (озонирование, озоление с добавками);
- ультрафиолетовое облучение;
- применение различных сорбентов.

Стадия пробоподготовки в любом случае усложняет методику анализа и уменьшает ее экспрессность. К тому же при этом возникают дополнительные погрешности, связанные с загрязнением пробы применяемыми химическими реактивами и потерями определяемого иона вследствие адсорбции на стенках посуды, гидролиза, улетучивания и т.п. [5].

Возможность применения сорбционных процессов для отделения компонентов матрицы пробы либо для концентрирования определяемого элемента позволяет повысить чувствительность определения и, как следствие, точность получаемых результатов без значительных потерь определяемого компонента [3].

Нами была исследована возможность применения процесса сорбции на активированном угле для определения йодид-ионов потенциометрическим методом. В исследованиях в качестве сорбента был использован активированный уголь марки БАУ, отличающийся высокой сорбционной способностью и сильно развитой общей пористостью.

Методика эксперимента заключалась в растворении навески сорбента в анализируемом растворе, непосредственно сорбции, фильтрации и анализе фильтрата на содержание йодид-ионов методом двойных стандартных добавок. Сорбцию проводили в статических условиях. В качестве анализируемого раствора использовали стандартные растворы йодид-ионов концентрации 40…200 мкг/дм^3.

Нами изучено влияние среды раствора и времени на сорбционную способность йодид-ионов. Для поддержания необходимого значения pH вносили добавку 1 М H_2SO_4 (pH < 7) или 10 % раствора NaOH (pH > 7).

Результаты определения йодид-ионов в нейтральной среде до и после обработки активированным углем представлены в таблице 1.

Таблица 1 – Результаты определения йодид-ионов в нейтральной среде

Концентрация йодид-ионов, мкг/дм^3		$E_{пробы}$, мВ	$R = \Delta E_3/E_2$	S_r	Погрешность, % отн.
Введено	Найдено				
Раствор до обработки АУ					
40,0	39,4	-4±2	1,418…1,437	0,07	1,5
50,0	50,7	-10±2	1,457…1,483	0,06	1,5
70,0	70,5	-14±2	1,519…1,529	0,03	0,7
100,0	100,8	-18±2	1,585…1,593	0,03	1,5
Раствор после обработки АУ					
40,0	46,8	-15±3	1,458…1,482	0,11	17,0
50,0	52,3	-19±2	1,465…1,482	0,04	4,6
70,0	75,4	-28±2	1,522…1,544	0,50	7,8
100,0	104,5	-28±1	1,583…1,593	0,04	4,5

Из таблицы 1 видно, что содержание йодид-ионов в растворе до и после обработки активированным углем не изменяется и находится в пределах погрешности.

В результате исследования сорбции йодид-ионов в щелочной среде (таблица 2) отмечено следующее:

1) сорбции йодид-ионов в данном диапазоне pH не происходит;

2) потенциал ионселективного электрода смещается в область отрицательных значений;

3) при введении добавки стандартного раствора происходит незначительное изменение потенциала, что снижает чувствительность и точность определения йодид-ионов потенциометрическим методом.

Таблица 2 – Результаты определения йодид-ионов в щелочной среде

Концентрация йодид-ионов, мкг/дм^3		$E_{пробы}$, мВ	$R = \Delta E_3/E_2$	S_r	Погрешность, % отн.
Введено	Найдено				
Раствор до обработки АУ					
50,0	49,8	14±2	1,447…1,477	9,78	0,4
70,0	71,3	5±1	1,517…1,533	9,30	1,8
100,0	100,8	2±3	1,580…1,595	9,87	0,8
Раствор после обработки АУ					
50,0	54,2	-17±2	1,462…1,494	8,93	8,4
70,0	76,9	5±2	1,536…1,567	8,46	9,9
100,0	109,5	-1±1	1,590…1,608	8,93	9,5

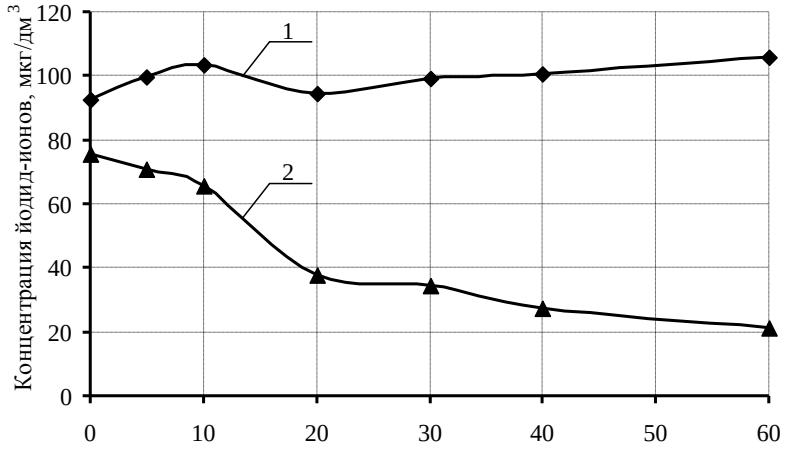
Таблица 3 – Результаты определения йодид-ионов в кислой среде

Концентрация йодид-ионов, мкг/дм^3		$E_{пробы}$, мВ	$R = \Delta E_3/E_2$	S_r	Погрешность, % отн.
Введено	Найдено				
Раствор до обработки АУ					
70,0	67,5	-25,2±2	1,491…1,552	1,50	3,5
100,0	93,5	-26±2	1,558…1,585	1,06	6,5
150,0	153,6	-41±2	1,659…1,670	1,79	2,4
200,0	204,2	-42±2	1,703…1,750	1,44	2,1
Раствор после обработки АУ					
70,0	16,2	26±2	1,303…1,327	1,73	–
100,0	25,2	8±2	1,359…1,386	1,11	–
150,0	74,9	-34±2	1,303…1,327	1,82	–
200,0	99,7	-31±2	1,583…1,606	1,50	–

При определении йодид-ионов в кислой среде (таблица 3) отмечено, что в диапазоне концентраций от 50…100 мкг/дм^3 содержание йодид-ионов после обработки раствора АУ уменьшается в среднем на 80 %, в диапазоне от 150 до 200 мкг/дм^3 на 50 %.

На основании результатов, представленных в таблице 3, можно предположить вероятную сорбцию йодид-ионов в кислой среде.

С целью изучения влияния времени на сорбцию йодид-ионов в различных средах нами построены зависимости изменения концентрации йодид-ионов от времени обработки раствора АУ, которые представлены на рисунке.



1 - щелочная среда; 2 - кислая среда.

Рисунок – Зависимость изменения концентрации йодид-ионов от времени

Из рисунка видно, что концентрация йодид-ионов в щелочной среде не изменяется и находится в пределах погрешности. В кислой среде наблюдается значительное изменение концентрации йодид-ионов в первые 20 минут, а начиная с 30 минут концентрация меняется незначительно и максимально уменьшается на 70 %.

На основании проведенных исследований о влиянии pH и времени на сорбцию йодид-ионов можно сделать следующие выводы:

1) в нейтральной и щелочной средах сорбция йодид-ионов не происходит; концентрация йодид-ионов с течением времени не меняется;

2) при исследовании сорбции йодид-ионов в кислой среде отмечено, что в диапазоне концентраций от 50…100 мкг/дм^3 содержание йодид-ионов после обработки раствора АУ уменьшается в среднем на 80 %, в диапазоне от 150 до 200 мкг/дм^3 на 50 %;

3) при изучении влияния времени на сорбцию йодид-ионов в кислой среде отмечено, что наибольшее изменение концентрации йодид-ионов наблюдается в первые 20 минут;

4) проведенные исследования показали возможность применения сорбционных процессов в качестве обработки проб перед анализом методом потенциометрии.

Список литературы

1 Бок Р. Методы разложения в аналитической химии. – М.: Химия, 1984. – 432 с.

2 Камман К. Работа с ионселективными электродами. – М.: Мир, 1980. – 283 с.

3 Ксензенко В.И., Стасиневич Д.С. Химия и технология брома, йода и их соединений. Учебное пособие для вузов. – М.: Химия, 1995. – 432 с.

4 Николаев Б.А., Примакова Л.Н., Рахманько Е.М. // Журн. аналит. химии. 1996. – Т. 51, № 10. – С. 1110-1112.

5 Новый справочник химика и технолога. Аналитическая химия. Ч.1. – С.-Пб.: АНО НПО «Мир и семья», 2002. – 964 с.

КОАГУЛЯЦИОННАЯ ОЧИСТКА ОТРАБОТАННЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ МАСЕЛ, ЗАГРЯЗНЕННЫХ РАДИОНУКЛИДАМИ

Волкова Т.С., Козлов П.В., Слюнчев О.М.
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск
E-mail: cpl@po-mayak.ru

Нефтяные масла различных марок находят широкое и весьма разнообразное применение при эксплуатации современной техники. Однако в процессе работы технологического оборудования масло подвергается воздействию ряда факторов (окружающий воздух, температура, давление, естественный свет и др.), изменяющих его физико-химические свойства [1]. Во-первых, образующиеся при окислении продукты деструкции резко снижают качество масел. Во-вторых, механические загрязнения в виде пыли и песка способствуют более интенсивному стиранию металла с рабочих поверхностей и, следовательно, преждевременному износу аппаратов. В-третьих, влага, попадая в масло из атмосферы или вследствие протечек водяных охлаждающих устройств, приводит к обводнению. Таким образом, нефтяные масла, с одной стороны, претерпевают глубокое изменение химического состава, с другой стороны, загрязняются посторонними веществами.

Кроме того, в силу специфики производства ФГУП «ПО «Маяк», масло загрязняется радиоактивными нуклидами, поэтому отработанные технические масла (ОТМ) относят к категории не промышленных отходов, а радиоактивных. Возникает ряд вопросов относительно последующего обращения с ОТМ. В настоящее время ОТМ хранятся на территории предприятия, однако, это временное решение проблемы, не обеспечивающее в полной мере экологической безопасности.

На современном этапе развития российской промышленности важным и актуальным является вопрос вовлечения в производство вторичного сырья. В связи с этим обстоятельством, отработанные масла можно рассматривать как сырьевую базу для получения ценных нефтепродуктов при надлежащей переработке, т.е. после удаления загрязняющих примесей и восстановления масла до эксплуатационного качества, оно может быть использовано повторно.

Выбор метода регенерации ОТМ определяется характером содержащихся в них загрязнений и продуктов старения [2]. Выделяют следующие способы регенерации ОТМ: физические (отстаивание, фильтрация, центрифугирование, промывка водой); физико-химические (коагуляция, адсорбция, ионный обмен) и химические (кислотная и щелочная очистка). Следует заметить, что кислотный способ очистки можно рассматривать как физико-химический метод, т.к. кислоты помимо чисто химического воздействия на некоторые продукты деструкции масла являются также хорошими растворителями ряда соединений. На практике обычно для очистки масел применяют комбинированные методы, обеспечивающие получение регенератов высокого качества.

Коагуляция применяется для удаления из ОТМ растворимых в них продуктов окисления, а также смолистых и асфальтовых веществ, которые находятся в масле во взвешенном (коллоидном) состоянии и не могут быть удалены при помощи физических методов.

Сущность метода заключается в том, что в масло вводят электролиты, под действием которых происходит укрупнение частиц загрязнений (коагуляция) в результате их слияния под действием молекулярных сил сцепления. Продолжительность процесса составляет 20…30 мин., после чего можно проводить очистку масла от загрязнений с помощью отстаивания, центрифугирования или фильтрования и удалять шлам.

В качестве коагулянтов при очистке ОТМ используются электролиты неорганического и органического происхождения, поверхностно-активные вещества и гидрофильные высокомолекулярные соединения.

Действие коагулянтов не ограничивается только процессом коагуляции. Большинство из перечисленных реагентов гидролизуется в воде с выделением щелочей или кислот. Продукты коагуляции обладают высокой адсорбирующей способностью. Происходит также вымывание некоторых примесей из масла раствором электролита.

Цель исследований заключалась в изучении возможности коагуляционной очистки ОТМ. Эксперименты проводили на реальных ОТМ, загрязненных в основном альфа-излучающими нуклидами (уран, плутоний).

Исследования, представленные в данной работе, проводили по следующей методике. В отработанное масло вносили электролит, соблюдая фиксированное массовое соотношение масло : коагулянт. Смесь тщательно перемешивали и выдерживали в течение 1 часа. Затем

проводили разделение фаз центрифугированием со скоростью 3000…5000 об/мин. в течение 10…15 мин. Эффективность разделения определяли визуально.

Далее измеряли объем отходов (коагулянт с осадком) и обработанного масла, отбирали аликвоту масла, в которой определяли удельную активность альфа- и бета-излучающих нуклидов. По результатам измерения исходной (A_0) и остаточной (А) удельной активности масла рассчитывали:

- коэффициент очистки, $К_{оч}$:

$$К_{оч} = A_0 / A; \quad (1)$$

- долю осадка, F (% об.):

$$F = 100 \cdot V_{ос} / V, \quad (2)$$

где $V_{ос}$ – объем осадка, мл; V – общий объем системы, мл.

Для проведения работы в качестве объекта исследования использовали масло марки ВМ-4, удельная альфа-активность которого составила 27800±3100 Бк/кг, удельная бета-активность – 3700±700 Бк/кг.

В качестве коагулянтов использовали растворы кальцинированной соды, триполифосфата натрия и концентрированные неорганические кислоты.

Первую серию экспериментов проводили для всех исследуемых коагулянтов, задавшись массовым соотношением масло : коагулянт, равным 5 : 1. Последующие испытания проводили с варьированием массового соотношения масло : коагулянт для электролитов, использование которых обеспечивало наиболее высокие коэффициенты очистки.

Установлено, что при использовании растворов соды (100 г/дм^3) и триполифосфата натрия (100 г/л) на границе раздела фаз масло-коагулянт происходит выпадение осадка белого цвета, однако существенной очистки масла от радионуклидов не наблюдалось. Более перспективными в этом отношении проявили себя неорганические кислоты, физические свойства которых приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Физические свойства коагулянтов [3]

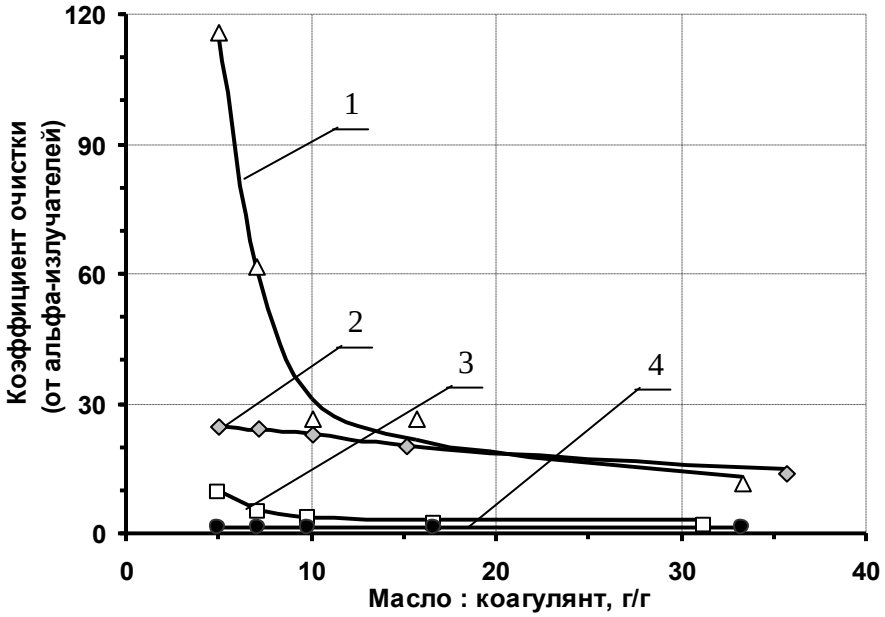
Электролит	Плотность, г/см^3	Концентрация, моль/дм^3
H_2SO_4	1,826	17,22
H_3PO_4	1,687	14,80
HNO_3	1,387	14,12
HCl	1,170	10,97

Результаты проведенных исследований по очистке ОТМ от альфа- и бета-излучающих нуклидов представлены на рисунках 1 и 2 соответственно.

Как видно из представленных данных, наиболее высокие коэффициенты очистки от альфа- и бета-излучателей достигаются при использовании серной кислоты и составляют 115 и 30, соответственно (массовое соотношение масло : коагулянт равно 5 : 1). Применение фосфорной кислоты несколько менее эффективно, коэффициенты очистки от альфа- и бета-излучателей составляют 25. Азотная и соляная кислоты оказались неэффективными для очистки масла от радионуклидов.

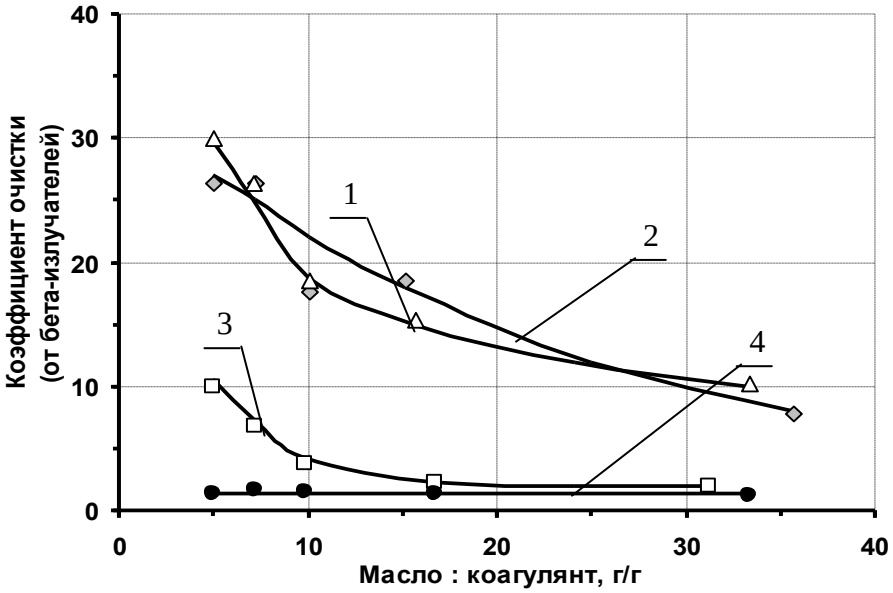
Данную закономерность можно объяснить следующим образом. Отработанное масло всегда содержит некоторое количество влаги. Вероятно, серная кислота при введении в масло лучше других реагентов поглощает влагу и растворенные в ней радионуклиды. Следует отметить, что в результате поглощения воды концентрация кислоты снижается, ее реакционная способность падает. Чтобы уменьшить влияние подобного эффекта, необходимо вводить кислоту в масло порциями.

Действие серной кислоты как химического реагента в первую очередь направлено на более реакционно-способные вещества, находящиеся в ОТМ, такие как смолы, асфальтены, карбоновые и оксикарбоновые кислоты, фенолы и другие продукты окисления. При обработке масла серной кислотой наблюдается образование кислого гудрона, представляющего собой вязкий продукт черного цвета, находящийся в масле раздробленном состоянии, плохо отстаивающийся.



1 – H_2SO_4; 2 – H_3PO_4; 3 – HNO_3; 4 – HCl

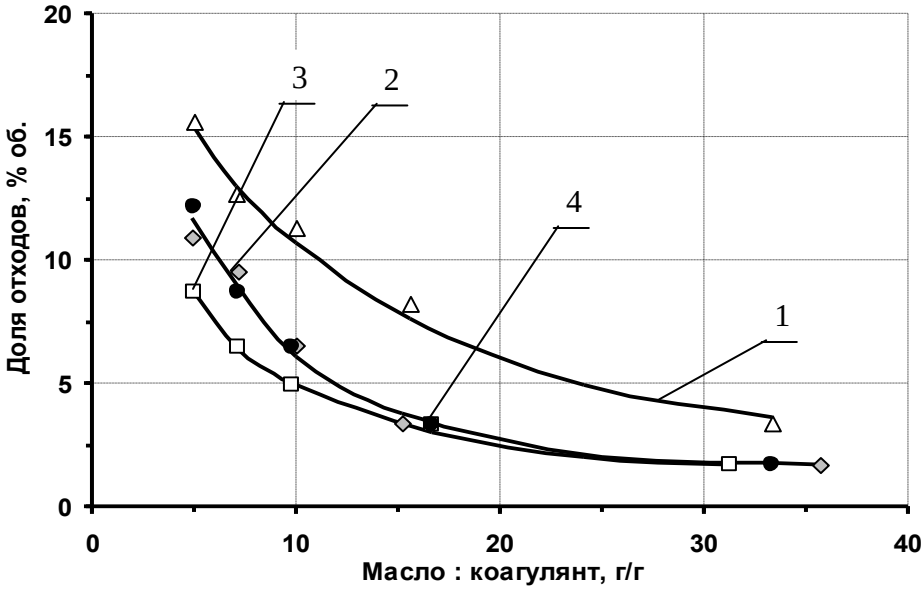
Рисунок 1 – Эффективность кислотной очистки ОТМ от альфа-излучателей



1 – H_2SO_4; 2 – H_3PO_4; 3 – HNO_3; 4 – HCl

Рисунок 2 – Эффективность кислотной очистки ОТМ от бета-излучателей

На рисунке 3 представлена зависимость объема вторичных отходов при кислотной очистке масла от массы вводимого коагулянта. Для всех используемых неорганических кислот объем вторичных отходов составляет менее 15 % об.



1 – H_2SO_4; 2 – H_3PO_4; 3 – HNO_3; 4 – HCl

Рисунок 3 – Объем вторичных отходов при кислотной очистке ОТМ

Главным недостатком кислотной регенерации масла является необходимость проведения последующей щелочной или адсорбционной обработки с целью нейтрализации кислых продуктов, недопустимых в условиях эксплуатации. Неоспоримым преимуществом данного способа является высокая эффективность очистки от загрязнителей, находящихся в коллоидном состоянии. Кислотная очистка используется в том случае, когда физические методы не позволяют получить регенераты требуемого качества.

Экономическая эффективность регенерации масел заключается в следующем: во-первых, восстановление ОТМ дает дополнительное количество масел без расходования нефти на их изготовление, во-вторых, себестоимость восстановленного масла значительно ниже свежего. Следует отметить, что большое значение имеет правильная организация сбора ОТМ: необходимо соблюдать главный принцип - сортировать их по сортам и маркам.

Список литературы

1 Кожевникова Ф.А. Испытания масел в химических лабораториях. – М.: Энергия, 1967. – 128 с.

2 Шашкин П.И. Регенерация отработанных нефтяных масел. – М.: Гостоптехиздат, 1960. – 304 с.

3 Справочник химика. Т. III. Второе изд., перераб. и доп. – М.: Химия, 1964. – 1008 с.

СИСТЕМА АВТОМАТИЗИРОВАННОГО РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ НПК ГУП МосНПО «РАДОН»

Горохова Е.В., Андрейчук Н.Э., Зайченко С.Ю., Мясникова О.В.
ГУП МосНПО «Радон», г. Москва
E-mail: Tetja-katja@rambler.ru

Радиационный контроль (РК) в ГУП МосНПО «Радон» подразделяется на непрерывный контроль на основе автоматизированных технических средств, оперативный контроль на основе носимых технических средств и индивидуальный дозиметрический контроль. Основными недостатками оперативного контроля являются ручные операции по сбору, обработке данных и документированию результатов.

С целью повышения надежности и оперативности РК в 2008 г. был разработан и внедрен Программно-аппаратный комплекс (ПАК) Автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (АСКРО) ГУП МосНПО «Радон», который является надстройкой функционирующей в ГУП МосНПО «Радон» системы автоматизированного радиационного контроля (САРК) НПК, которая обеспечивает реализацию следующих функций:

- сбора данных и мониторинга радиационного состояния объектов НПК ГУП МосНПО «Радон»;
- выявления и сигнализации о наступлении аварийных ситуаций, выявления неисправностей оборудования (устройств) САРК;
- отображения состояния объектов на мониторах;
- формирования исторической базы данных, отчетных форм, выполнение расчетов.

ПАК АСКРО предназначен для обработки и регистрации данных о радиационной обстановке на контролируемых объектах, входящих в Автоматизированную систему контроля радиационной обстановки МосНПО «Радон» и передаваемых по сети Ethernet, и регистрации данных от САРК НПК. ПАК АСКРО включает в себя системы контроля г. Москва, Сергиево-Посадского района и санитарно-защитной зоны НПК.

В ближайшее время в ГУП МосНПО «Радон» будет введено в эксплуатацию новое сооружение для долговременного хранения кондиционированных форм радиоактивных отходов (РАО) (ХТО-103). В связи с этим возникает вопрос об организации РК работ по размещению РАО на долгосрочное хранение.

ГСПИ был разработан проект САРК для сооружения 103, но он имеет ряд недостатков, таких как:

1) отсутствуют блоки световой и звуковой сигнализации, что не соответствует требованиям п. 3.15.5 ОСПОРБ-99: «В помещениях, где ведутся работы с делящимися материалами в количествах, при которых возможно возникновение самопроизвольной цепной реакции деления, а также на ядерных реакторах и критических сборках и при других работах I класса, где радиационная обстановка при проведении работ может существенно изменяться, необходимо устанавливать приборы радиационного контроля со звуковыми и световыми сигнализирующими устройствами, а персонал должен быть обеспечен аварийными дозиметрами».

2) часть оборудования системы, согласно проекту ГСПИ, может работать только при температуре выше 0 °С (коммутирующие устройства), и должно размещаться в помещении насосной станции, которая еще не построена.

3) передача данных должна осуществляться по оптоволоконному кабелю от здания насосной станции к рабочему месту оператора-дозиметриста в здании № 1.

Принимая во внимание все вышеизложенное, в настоящее время специалистами СРБ НПК ведется разработка САРК-103 на основе современных технических средств, включенных в Госреестр РФ средств измерений с возможностью подключения дополнительных устройств детектирования. Планируется, что передача данных будет осуществляться по беспроводной сети, что сделает систему более мобильной: по окончании работ в хранилище технические средства системы могут легко демонтироваться и переноситься на следующий объект.

Планируется, что разрабатываемая САРК-103 войдет в состав внедренного в эксплуатацию Программно-технического комплекса САРК НПК.

ПОДХОДЫ К РАЗМЕЩЕНИЮ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ПРИПОВЕРХНОСНЫХ ХРАНИЛИЩАХ

Долгих В.П.
ГУП МосНПО «Радон», г. Москва
E-mail: dolgihnika@mail.ru

При эксплуатации радиационно-опасных объектов встает проблема обращения с радиоактивными отходами (РАО), которые неизбежно образуются на стадиях обращения. За более чем 50-летний срок в атомной отрасли и народном хозяйстве накоплено огромное количество РАО, которые подлежат изоляции. Планы правительства Российской Федерации по значительному расширению атомно-энергетического комплекса повлекут развитие всего атомно-промышленного комплекса России, что неизбежно приведет к увеличению количества

РАО. Хранение РАО осуществляется раздельно для отходов разных категорий и групп в сооружениях, обеспечивающих безопасную изоляцию отходов в течение всего срока хранения с возможностью последующего извлечения [1-3].

Цель данной работы: разработка подходов к размещению РАО в приповерхностных хранилищах, позволяющая более эффективно использовать полезный объем хранилищ.

Категория потенциальной радиационной опасности приповерхностных хранилищ зависят от радиационных характеристик РАО и от количества, размещенных в хранилище, и определяется в соответствии с требованиями рекомендаций МАГАТЭ [4] и руководству по безопасности РФ [5] в предположении, что хранилище является агрегированным источником ионизирующего излучения. Агрегация источников (объединение активности) допустима при условии, что источники находятся в непосредственной близости друг от друга.

Исходя из этого, категорию потенциальной опасности приповерхностных хранилищ можно планировать заранее, путем соответствующего размещения в нем РАО, имеющего известные характеристики. Для этого упаковки РАО надо размещать в хранилище в соответствии с предварительными расчетами и прогнозами по изменению категорию потенциальной опасности каждой упаковки и хранилища в целом.

Характеристики первичных учетных упаковок РАО при иммобилизации отличаются от окончательных форм. Для контроля и учета изменения характеристик РАО в процессе переработки необходимо знать:

- характеристики первичных форм РАО;
- операции, которым подвергались РАО;
- характеристики окончательных форм РАО.

Это требует постоянного контроля и учета характеристик РАО в процессе переработки и дальнейшего агрегирования при расположении учетных упаковок РАО в хранилище [6]. Управление большими потоками РАО ставит много проблем и требует внедрения в технологический процесс ряда мер.

В ГУП МосНПО «Радон» информационно-техническая поддержка процессов переработки и захоронении РАО строится с использованием следующих технических систем:

- системы комплексного контроля радиационных и физических характеристик РАО;
- системы идентификации и маркировки упаковок РАО;
- системы контроля и учета РАО.

Система комплексного контроля радиационных и физических характеристик РАО является системой инструментального контроля и предназначена для характеризации РАО. Система обеспечивает проведение измерений и характеризацию учетной упаковки РАО экспрессным методом без отбора проб или с минимальной пробоподготовкой.

Система идентификации и маркировки РАО дает возможность размещать упаковки адресным способом с идентифицируемым конкретным местом хранения. Место хранения каждой упаковки регистрируется в системе контроля и учета РАО.

Комплекс технических средств системы обеспечивает процессы изготовления маркировочных этикеток, что позволяет проследить весь путь РАО от поступления на предприятие до места размещения на долговременное хранение. Контроль проводится с помощью персональных идентификационных номеров, присваиваемых каждой учетной единице.

Система контроля и учета представляет собой базу данных контроля и учета РАО, находящихся в обращении, объединяющая все системы, позволяющая оптимизировать учет и контроля на всех стадиях обращения с РАО, обеспечивает возможность упорядоченного хранения и оперативного получения информации о партиях РАО и упаковках, входящих в состав партии. База данных содержит полную информацию о РАО (радиационные и физико-химические характеристики, вид кондиционирования, место нахождения РАО).

В процессе хранения в результате радиационного распада, активность и радионуклидный состав упаковок РАО меняется. В результате меняется категория потенциальной опасности хранилища в целом [7]. Для эффективного использования полезного места хранилища необходимо знать прогноз изменения категории потенциальной опасности окончательной формы РАО. Это необходимо учитывать при выборе вида переработки каждой конкретной учетной упаковки для исключения смешивания отходов с разными периодами потенциальной опасности. Зная место размещения РАО и характеристики окончательных форм, извлечение РАО, у которых истек срок потенциальной опасности, позволит повторно использовать освободившееся место.

Выводы

Для эффективного использования места в новых приповерхностных хранилищах необходимо на стадии входного контроля определять вид переработки, место и время хранения РАО. При формировании промежуточных и окончательных форм РАО нужно учитывать радионуклидный состав и не допускать смешивание РАО с разными периодами потенциальной опасности. Упаковки РАО с законченным сроком хранения необходимо извлекать из хранилища, а освободившееся место использовать повторно.

Список литературы

1 Принципы обращения с радиоактивными отходами. Серия изданий по безопасности МАГАТЭ № 111-F. – Вена, 1996.

2 НП-069-06. Приповерхностное захоронение радиоактивных отходов. Требования безопасности. – М., 2006.

3 НП-024-2000. Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии. – М., 2000.

4 Категоризация радиоактивных источников, Серия норм МАГАТЭ по безопасности № RS-G-1.9, МАГАТЭ. – Вена, 2006.

5 РБ-042-07. Категорирование закрытых радионуклидных источников по потенциальной опасности. Руководство по безопасности.

6 Долгих В.П., Коренков И.П., Вербицкий В.В. Методические подходы оценки категории потенциальной радиационной опасности хранилищ РАО // 4 Российская школа по радиохимии и ядерным технологиям. Озерск 5-10 сентября 2010. Тез. докл. – Озерск, 2010. – С. 109-110.

7 Долгих В.П., Коренков И.П., Вербицкий В.В. Оценка радионуклидного состава при долговременном хранении РАО в ГУП МосНПО «Радон» // 3 конференция молодых ученых и специалистов: «Радуга-2010». Сергиев Посад, 9-10 февраля 2010. Тез. докл. – Сергиев-Посад, 2010. – С. 73-83.

АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ СИБИРСКОГО ХИМИЧЕСКОГО КОМБИНАТА

Долгих С.О., Власов А.А., Малышкин А.И.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: dolgikh@sxk.ru

ОАО «СХК» является предприятием ядерно-топливного цикла и относится к ядерно- и радиационноопасным объектам. Важнейшей задачей по обеспечению экологической безопасности в районе расположения комбината – проведение радиационного контроля окружающей среды. Одной из составляющих которого является контроль мощности дозы гамма-излучения на местности. На комбинате действует система радиационного контроля окружающей среды, в которую входит автоматизированная система контроля радиационной обстановки (АСКРО). АСКРО эксплуатируется с 1995 года. При создании АСКРО Сибирского химического комбината был использован опыт родственных предприятии и отраслевых институтов.

АСКРО Сибирского химического комбината является системой, которая обеспечивает непрерывный контроль мощности дозы гамма-излучения и метеорологических параметров окружающей среды, необходимых при анализе радиационной обстановки и при прогнозировании развития чрезвычайных ситуаций, т.е. состоит из двух подсистем.

Подсистема территориального радиационного контроля, осуществляющая контроль мощности экспозиционной дозы (МЭД) на местности и в сточных водах базируется на аппаратных и программных средствах, разработанных «СНИИП-Систематом» (г. Москва), и включает в себя на настоящий момент одиннадцать постов контроля (ПК) (10 постов контроля атмосферного воздуха и 1 пост контроля сточных вод) и два пункта сбора данных - центральный пункт сбора данных (ЦПСД) и резервный пункт сбора данных (РПСД).

В состав подсистемы входят:

- блоки детектирования;
- блоки функциональной обработки;

- стационарные сотовые терминалы;
- программное обеспечение.

Подсистема территориального радиационного контроля заменила старую систему контроля мощности дозы гамма-излучения, главным недостатком которой было отсутствие автоматической передачи данных о мощности дозы гамма-излучения на рабочие места специалистов комбината, в связи с чем приходилось систематически объезжать посты контроля, расположенные в радиусе до 50 км, для обслуживания оборудования и снятия показаний, которые регистрировались на диаграммной бумаге самописцев.

Подсистема контроля метеопараметров АСКРО Сибирского химического комбината обеспечивает автоматизированный контроль метеорологических параметров приземного атмосферного воздуха. Работы по ее созданию были начаты в 2000 году. Базовые технические средства измерений подсистемы разработаны специалистам Института оптики атмосферы Сибирского отделения Российской Академии наук (ИОА СО РАН), находящегося в городе Томске.

Подсистема автоматизированного контроля метеорологических параметров включает:
- метеостанцию «МЕТЕО-2»;
- средства передачи информации по телефонным линиям или по прямой линии связи по специальному кабелю;
- программное обеспечение.

Обе подсистемы АСКРО-СХК метрологически аттестованы.

Суточные сводки о мощности дозы гамма-излучения в районе расположения комбината ежедневно передаются в Ситуационно-Кризисный Центр «Росатома».

Управление системой АСКРО-СХК (опрос постов контроля, получение информации, ее обработка и представление в требуемом виде) производится в автоматическом режиме с центрального пункта сбора данных (ЦПСД). Для дублирования работы ЦПСД при выходе из строя его оборудования, предусмотрено наличие резервного пункта сбора данных (РПСД).

Пункты сбора данных расположены в следующих местах:
- центральный пункт сбора данных (ЦПСД) – на рабочем месте начальника смены комбината в здании административно-инженерного корпуса СХК (АИК СХК); здесь же, на фасаде здания закреплено информационное табло, на котором отображаются текущие результаты измерения мощности экспозиционной дозы гамма-излучения для использования этой информации населением;
- резервный пункт сбора данных (РПСД) – в здании лаборатории охраны окружающей среды (ЛООС).

Контроль МЭД осуществляется на территории санитарно защитной зоны (СЗЗ) и зоны наблюдения (ЗН), где расположены посты контроля.



Рисунок 1 – схема расположения постов контроля

Пост контроля мощности дозы гамма-излучения включает в себя комплект измерительного и коммуникационного оборудования, размещенного в павильонах стационарных постов контроля воздуха. Измерение мощности дозы гамма-излучения осуществляется при помощи блока детектирования БДМГ-08, сигнал с которого поступает на блок функциональной обработки БПМ-54, в составе которого имеется встроенный модем. Через модем полученные значения (в мкР/час) передаются на ЦПСД с помощью стационарного сотового терминалы типа «Telecom FM CellRoute», работающие в стандарте сотовой связи GSM.

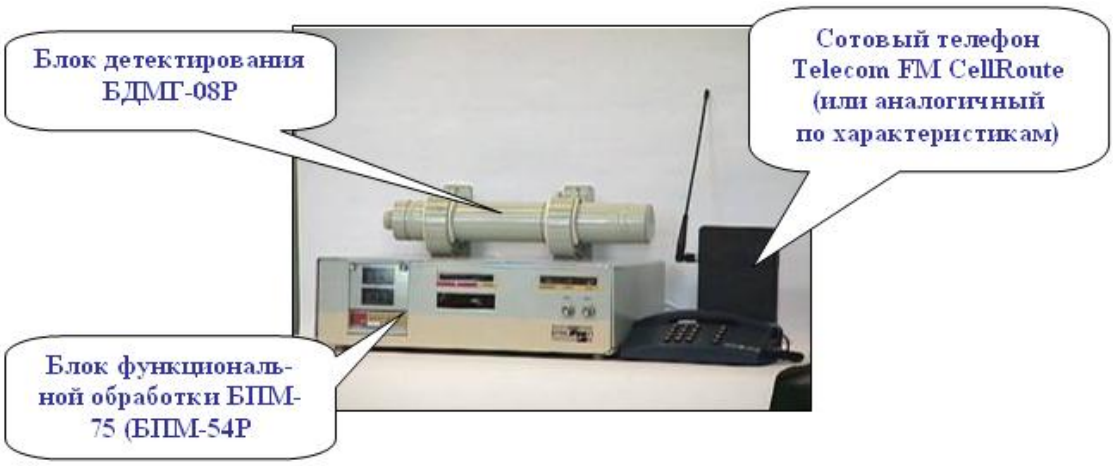


Рисунок 2 – оборудование поста контроля

Аппаратная часть подсистемы автоматизированного контроля метеорологических параметров представляет собой ультразвуковую метеостанцию «МЕТЕО-2». Метеостанция позволяет вести непрерывный контроль шести основных параметров окружающей среды. Передача данных от метеостанции на РПСД осуществляется по прямому кабельному соединению, на ЦПСД с помощью модемов по телефонным линиям связи.

Использование в метеостанции нетрадиционных ультразвуковых методов измерения метеорологических параметров позволило повысить точность измерений и надежность системы.

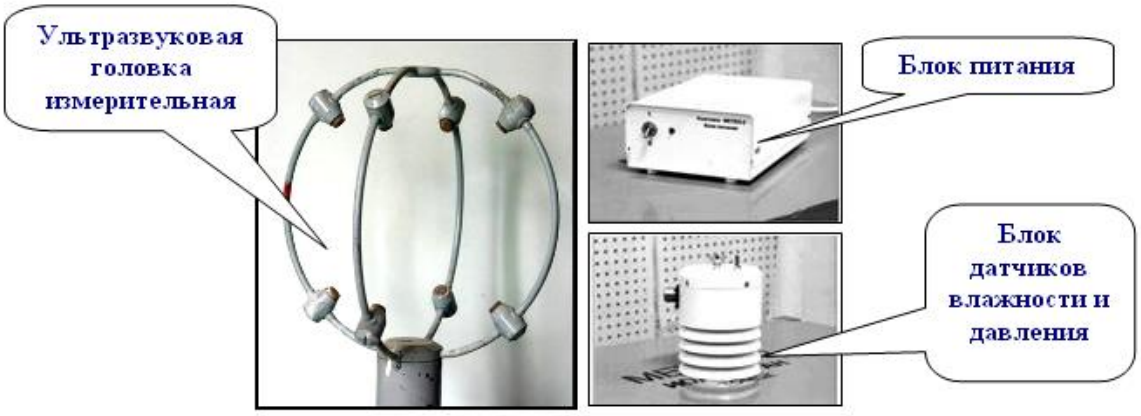


Рисунок 3 – ультразвуковая станция «МЕТЕО-2»

Ультразвуковая метеостанция «МЕТЕО-2» установлена на кровле здания ЛООС и осуществляет контроль следующих параметров воздушной среды: температуры, скорости и направления ветра, относительной влажности, атмосферного давления.

Каждая из перечисленных подсистем имеет также в своем составе программное обеспечение, управляющее аппаратными средствами и средствами связи, позволяющее в автоматическом режиме получать данные о результатах контроля на рабочие места

специалистов СХК, а также осуществляющее накопление, обработку результатов измерений и их представление в виде таблиц и графиков. Работа АСКРО-СХК в целом обеспечивается программным обеспечением, которое интегрирует перечисленные подсистемы в единый программно-аппаратный комплекс. Программное обеспечение (ПО) работает под управлением операционной системы Windows. ПО позволяет изменять по усмотрению оператора число опрашиваемых постов контроля (ПК) мощности дозы гамма-излучения, период опроса ПК при штатной и аварийной ситуациях, задавать контрольные уровни мощности дозы гамма-излучения («допустимый» и «аварийный»), параметры связи (скорость передачи данных, используемый интерфейсный последовательный порт и т.д.), цветовые настройки графического интерфейса.

Программное обеспечение «МЕТЕО-2Н», позволяет задавать режим отображения метеопараметров (мгновенные или усредненные значения, получаемые за установленный период времени), время усреднения метеопараметров, частоту записи в базу данных (от 1 минуты), параметры связи с метеостанцией (модемное соединение или соединение по кабелю, скорость передачи данных), цветовые настройки графического интерфейса. ПО позволяет производить математическую обработку результатов измерений, представлять их в виде таблиц и разнообразных графиков.

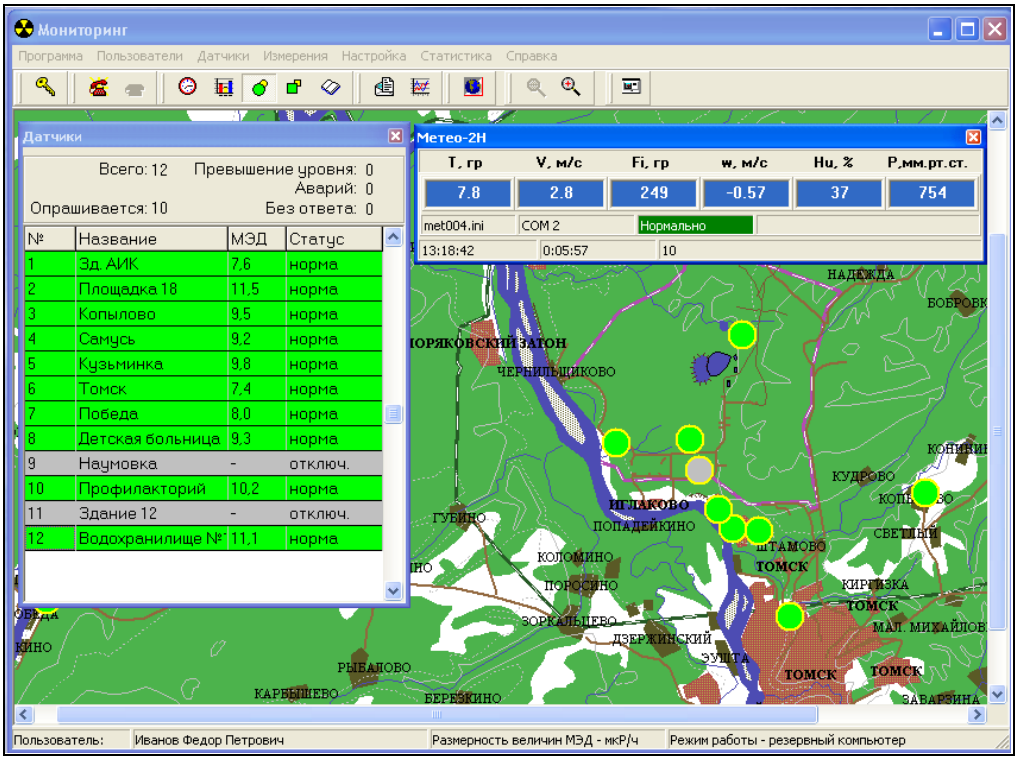


Рисунок 4 – интерфейс ПО АСКРО

Основные технические характеристики:

- диапазон измерения МЭД гамма-излучения – от 1 до 1000 мкР/час (0,01…10 зВ);
- погрешность измерения МЭД гамма-излучения в диапазоне от 10 до 1000 мкР/час (0,1…10 Зв) – 25 %, в диапазоне от 1 до 10 мкР/час (0,01…0,1 Зв) – индикаторный режим;
- диапазон измерения температуры воздуха – от минус 40 до плюс 50 °С;
- диапазон измерения скорости ветра – от 2 до 30 м/с;
- диапазон измерения направления ветра – от 0 до 360°;
- диапазон измерения относительной влажности воздуха – от 10 до 98 %;
- диапазон измерения атмосферного давления – от 80,0 до 106,7 кПа (от 600 до 800 мм рт. ст.);
- периодичности опросов ПК МЭД гамма-излучения (задаются оператором):
- в штатном режиме опроса – 60 минут;
- в аварийном режиме опроса – 10 минут;
- периодичности опросов ПК Метео:

- при опросе с использованием телефонной линии связи (задается оператором) – 30 минут;

- при опросе по прямой линии – непрерывно;

- периодичность метрологической поверки системы – один раз в 12 месяцев.

Система АСКРО-СХК метрологически аттестована как средство измерения и используется для радиационного контроля окружающей среды (Свидетельство об аттестации № 1303-07-10 от 07.07.2010).

Все средства измерений в составе подсистем проходят ежегодную государственную метрологическую поверку. Дополнительно при вводе в эксплуатацию проходят метрологическую аттестацию и каналы передачи данных.

Выводы

На СХК создана и успешно эксплуатируется автоматизированная система контроля радиационной обстановки – АСКРО-СХК, которая является составной частью системы производственного радиационного контроля окружающей среды, действующей на СХК. Подсистема контроля МЭД эксплуатируется с 1995 года, а подсистема контроля метеопараметров с 2000 года.

Результаты многолетней эксплуатации АСКРО-СХК показывают, что АСКРО-СХК, основанная на аппаратных и технических средствах, разработанных ЗАО «СНИИП-Систематом» (г. Москва) и Институтом оптики атмосферы СО РАН (г. Томск), проявила себя как надежная и устойчивая система.

Подсистемы контроля мощности дозы гамма-излучения на местности и контроля метеорологических параметров окружающей среды АСКРО-СХК метрологически аттестованы и допущены к применению в качестве рабочих средств измерений.

Ввод в эксплуатацию АСКРО-СХК позволил автоматизировать и внести качественное изменение в контроль радиационной обстановки в районе расположения комбината.

АППАРАТНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ WEB-БАЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ МОНИТОРИНГА РАДИАЦИОННО-МЕТЕОРОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ

Дурновцев В.Я., Хлебус Е.А.
ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: hlebus@rambler.ru

Введение

На территориях, находящихся под потенциальной угрозой радиационного заражения, необходимо осуществлять непрерывный мониторинг состояния среды обитания человека. Одним из основных требований, выдвигаемым к подобному мониторингу, является требование актуальности и максимальной публичности данных. В условиях обширного географического разброса производственных мощностей и сложного, многофакторного их влияния на состояние окружающей среды, обеспечение и поддержание актуальности информации о результатах мониторинга может быть осуществлено лишь автоматизированными средствами.

Построение комплексной автоматизированной системы мониторинга территорий представляет собой весьма сложную проблему. Ее решение, как и для большинства сложных проблем, может быть найдено декомпозицией на отдельные задачи. В рамках данной работы предпринимается попытка решения одной из наиболее важных задач в подобных системах – предоставление публичного, непрерывного доступа населения к результатам мониторинга.

В настоящее время текущая задача либо не решена вовсе, либо решена не полностью и в первую очередь из-за применяемых методов построения таких систем.

Методы построения

Основным методом, применяемым в эксплуатирующихся системах [1], является метод закрытой централизованной архитектуры аппаратно-программного комплекса. Суть данного метода состоит в использовании специализированных, закрытых по типу аппаратных и программных решений с централизованным управлением проведением измерений, считыванием и хранением информации из диспетчерского поста. Применение подобной архитектуры делает задачу предоставления публичного доступа и одновременной актуальности данных фактически не разрешимой, либо требующей крупных капитальных затрат.

Формирование публичной отчетности в системах с подобной архитектурой происходит посредством составления ежемесячных сообщений (низкая актуальность), распространяемых через средства массовой информации.

Помимо низкой актуальности данных, предоставляемых населению территорий, в ряде случаев аппаратная архитектура измерительной части в существующих системах организована таким образом, что при продолжительном отсутствии считывания информации с измерительных блоков происходит переполнение их разрядной сетки с полной дальнейшей потерей достоверности результатов мониторинга.

Перечисленные выше недостатки возможно исключить применением метода, который может быть условно назван распределенным с открытой аппаратно-программной архитектурой. Исходя из постановки задачи, необходимо организовать, либо выбрать среду, позволяющую представить данные в удобной для передачи, распространения и восприятия неподготовленным пользователем форме. Одной из сред, обеспечивающих довольно простой доступ, колоссальный и все увеличивающийся информационный охват населения территорий, является World Wide Web – Всемирная паутина (наиболее распределенная в географическом плане). Парадигма Web заключается в том, что все вокруг представляет собой документы (ресурсы). Для организации доступа к результатам мониторинга в системах с подобной архитектурой и парадигмой достаточно организовать ссылку на ресурс посредством указания URL (Universal Recourse Locator – универсальный локатор ресурсов).

Также очень важной особенностью Web является применение открытой аппаратной и программной архитектуры, то есть оборудование, работающее в рамках Интернет и реализующие парадигму Web программные средства, строятся по принципу открытых стандартов, что позволяет легко масштабировать и модифицировать распределенную систему для обеспечения унифицированного кроссплатформенного доступа к распределенным ресурсам [2].

Таким образом, для организации коллективного доступа к результатам работы систем мониторинга, в рамках парадигмы Web, необходимо обеспечить удовлетворение следующего условия – разработка и/или применение аппаратуры, позволяющей реализовать обмен данными с пользователями, запрашивающими информацию, посредством стека протоколов TCP/IP (Transport Control Protocol – протокол управления передачей, Internet Protocol – Интернет протокол), используемого в Интернет для взаимодействия по типу клиент/сервер. Это условие должно обеспечиваться вне зависимости от физической формы (природы) носителя сигнала, которая используется для целей доступа к Web-среде документов.

Аппаратная реализация

В реализацию приведенного выше условия для системы мониторинга радиационной обстановки может быть предложена следующая аппаратная схема (см. рисунок).

Аппаратная архитектура системы имеет двухуровневую структуру. На нижнем уровне в составе постов мониторинга оборудование представлено наборами измерительных модулей. Измерительные модули могут быть как на основе микропроцессоров, в которых реализованы методики проведения измерений, так и иметь вид первичных измерительных преобразователей.

В первом случае, по заданному временному алгоритму происходит опрос из контроллерного модуля, также входящего в состав аппаратурной части. Во втором случае на контроллерном модуле реализуется еще и методика измерения, а связь осуществляется через нормализаторы сигнала.

Помимо этого, контроллерный модуль отвечает за общее управление проведением измерений, временное хранение информации на энергонезависимом носителе в составе поста, а также за передачу данных на информационное табло и верхний уровень системы.

Аппаратура верхнего уровня может быть разделена на две составляющие – постоянная (диспетчерский пост) и подключаемая (аппаратура пользователей публичного, коллективного доступа).

Состав оборудования диспетчерского поста представлен группой электронно-вычислительных машин (ЭВМ) с сетевыми аппаратными интерфейсами в своем составе, либо с внешней аппаратурой передачи данных. Каждая ЭВМ в составе диспетчерского поста выполняет определенный набор функций и в принципе, конфигурация ЭВМ и их количество могут быть различными. Единственным требованием, предъявляемым к конфигурации, является надежность приема, хранения данных мониторинга, а также обеспечение приемлемого времени отклика на запросы о Web-доступе к результатам мониторинга, поступающие от групп ЭВМ пользователей подуровня коллективного доступа.

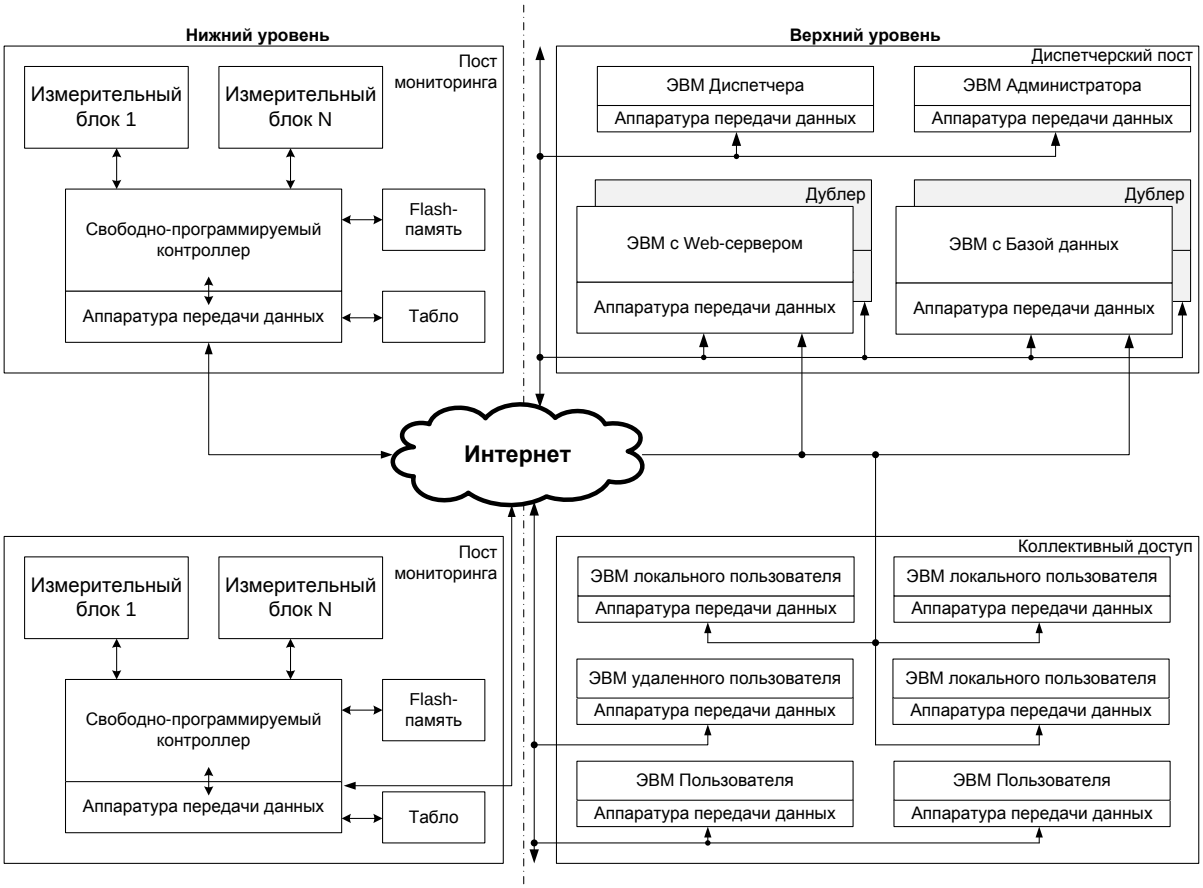


Рисунок – Аппаратная архитектура

Физическое расположение аппаратуры диспетчерского уровня в случае использования Интернет не играет решающей роли. Для размещения информационных ресурсов могут использоваться аппаратные площадки поставщиков хостинговых услуг. Конфигурирование и администрирование оборудования в данном случае осуществляется силами поставщика площадки. Доступ диспетчера может осуществляться также как и коллективный доступ, посредством обычного терминального ЭВМ в любой точке планеты из Web-браузера.

Заключение

В работе ставится задача организации коллективного, публичного доступа к результатам мониторинга радиационной обстановки на территориях, находящихся под угрозой заражения.

Приводится аппаратная архитектура, которая в совокупности с программным обеспечением позволяет организовать публичный доступ к результатам мониторинга качества окружающей среды на территориях, находящихся под потенциальной угрозой сверхнормативного воздействия ионизирующего излучения.

Список литературы

1 Государственная корпорация Росатом. Данные АСКРО [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://www.rosatom.ru/ru/safety/askro/, свободный (дата обращения: 20.05.2010).

2 Таненбаум Э. Распределенные системы. Принципы и парадигмы / Э. Таненбаум, М. ван Стеен. – СПб.: Питер, 2003. – 877 с.: ил.

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ WEB-БАЗИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ МОНИТОРИНГА РАДИАЦИОННО-МЕТЕОРОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ

Дурновцев В.Я., Хлебус Е.А.
ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: hlebus@rambler.ru

Введение

На территориях, находящихся под потенциальной угрозой радиационного заражения, необходимо осуществлять непрерывный мониторинг состояния среды обитания человека. Одним из основных требований, выдвигаемым к подобному мониторингу, является требование актуальности и максимальной публичности данных. В условиях обширного географического разброса производственных мощностей и сложного, многофакторного их влияния на состояние окружающей среды, обеспечение и поддержание актуальности информации о результатах мониторинга может быть осуществлено лишь автоматизированными средствами.

Программная реализация

Программное обеспечение (ПО), архитектурно может быть поделено на два составляющих (рисунок 1) – нижнего и верхнего уровней. Так как в нашей системе для взаимодействия используются Web-среда, то для обмена информацией применяется стек протоколов TCP/IP. Протоколы нижнего уровня TCP/IP обычно реализуются аппаратно, либо в виде набора стандартных библиотек. То есть для организации взаимодействия с программным обеспечением верхнего уровня часто достаточно программно реализовать лишь протокол передачи гипертекста HTTP (иногда не требуется и этого).

Например, в случае применения устройств с поддержкой виртуальной машины Java, для организации взаимодействия, на нижнем уровне достаточно передать на исполнение код следующего вида:

```
c = (HttpConnection)Connector.open(url); //открываем коннектор
c.setRequestMethod(HttpConnection.POST); //POST как метод передачи
os = c.openOutputStream(); //открываем выходной поток
os.write(postmsg[i]); //записываем в поток, postmsg[i] – то, что передаем
c.close(); //закрываем коннектор
```

Помимо организации межуровневого взаимодействия (передача данных мониторинга и прием команд от диспетчера), ПО нижнего уровня отвечает за реализацию методики измерения (в случае микропроцессорных измерительных модулей необходимо реализовать лишь опрос модулей) групп параметров (например, таких как значения экспозиционной дозы, температуры, направления и скорости ветра). Также оно отвечает за передачу информации на хранение в энергонезависимую память с последующей передачей на информационное табло.

ПО верхнего уровня системы представлено инструментами, позволяющими организовать Web-базированный доступ. В их состав, помимо операционной системы, входят Web-сервер (например, Apache, либо Internet Information Service), реляционная база данных (например, MySQL, Ms SQL) и инструмент для обработки динамических запросов на сохранение и выборку данных из базы пользователями различных категорий (например, препроцессор гипертекста PHP, язык Perl). При размещении Web-содержимого на собственной площадке в состав ПО дополнительно включаются утилиты, позволяющие правильно сконфигурировать для совместной работы перечисленные выше программные инструменты и аппаратное обеспечение.

На уровне коллективного доступа ПО представлено разнородными по составу ядра и функциям операционными системами, располагающихся на различных аппаратных платформах и web-браузерами, как составляющей для взаимодействия на уровне протокола передачи гипертекста и преобразования данных к виду страниц в разметке таких языков, как HTML (гипертекстовой разметки) и XML (расширенной разметки).

Динамическое взаимодействие

Как сказано выше, Web-базированный доступ к диспетчерскому подуровню системы осуществляется пользователями двух различных категорий. К первой категории пользователей относятся посты радиационного мониторинга, а ко второй лица из населения. Первые обладают правами на запись в базу данных радиационного мониторинга, вторые обладают лишь правами на чтение данных из базы.

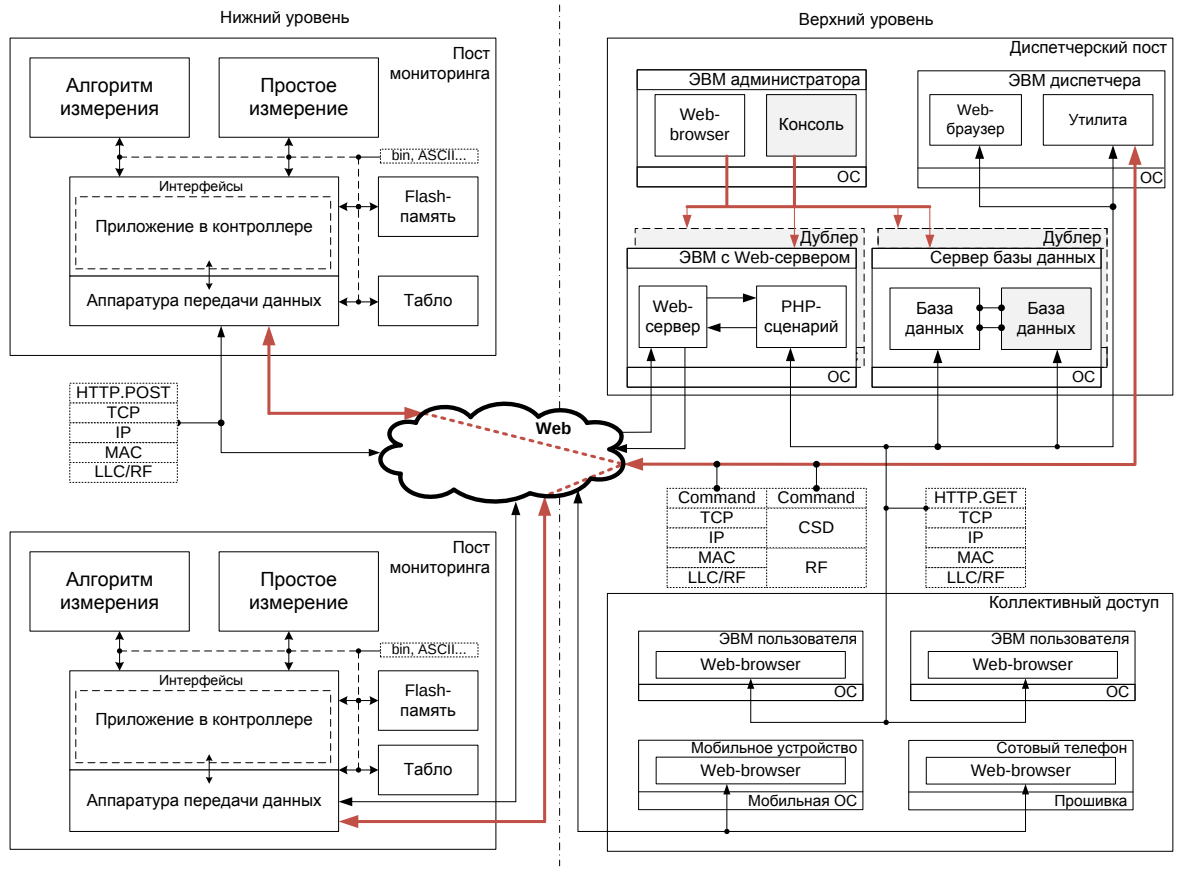


Рисунок 1 – Архитектура программного обеспечения

На рисунке 2, упрощенно представлен процесс взаимодействия пользователей первой (рисунок 2, а) и второй (рисунок 2, б) категорий. Упрощенность заключается в сокрытии внутренних механизмов синхронизации, многократных повторений, проверки контрольных сумм при взаимодействии между Web-сервером, PHP – модулем и базой данных.

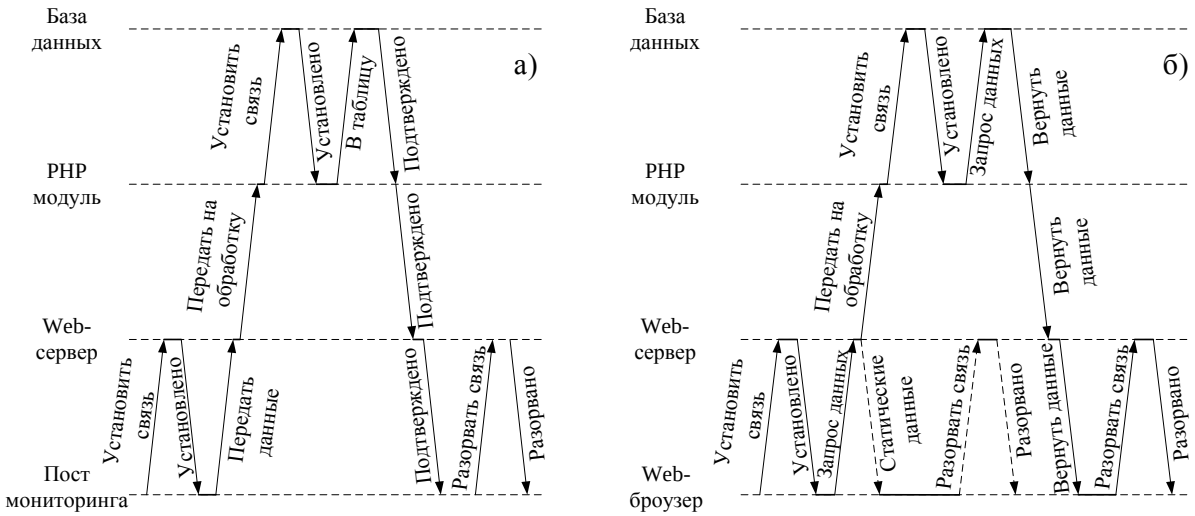


Рисунок 2 – Взаимодействие пользователей системы и базы данных

Таким образом, для добавления данных к требуемой таблице из базы необходимо, чтобы Web-сервер обработал запрос и передал его на выполнение в PHP-модуль с кодом следующего вида:

```
$sql = "INSERT INTO Post_Num (Temp, Wind, Radi)
VALUES ($TempData,$WindData, $RadiData)"; /*добавляем в базу*/
mysql_query($sql, $con); /* SQL-запрос. $con – параметр соединения*/
```

После этого просмотр таблицы будет доступен только диспетчеру и администратору. Для предоставления данных пользователям категории 2, необходимо извлечь данные с помощью кода, например следующего вида:

```
while($row = mysql_fetch_array($result)){ echo "<tr>";
echo "<td>".$row['Temp']."</td>"; echo "<td>".$row['Wind']."</td>";
echo "<td>".$row['Radi']."</td>"; echo "</tr>";}
```

В результате выполнения кода будет сформирована и возвращена таблица, доступная для просмотра из окна Web-браузера.

Тестовые результаты

После разработки алгоритмов взаимодействия между постами мониторинга и диспетчерским уровнем, последнее, что необходимо сделать для организации доступа пользователей 2-й категории к системе, это создание визуального оформления результатов мониторинга в виде отдельного Web-сайта (Web-дизайн). Web-дизайн в ответственных измерительных системах представляет собой отдельную проблему, однако, в простейшем случае вполне достаточно организовать материал в виде таблиц и графиков по отдельности для каждого поста мониторинга с помощью, языка гипертекстовой разметки HTML и языка сценариев PHP, который позволяет сформировать данные не только в виде табличных форм, но и в графическом виде (например, используя библиотеку JpGraph).

Для рассматриваемой нами системы графический интерфейс может выглядеть подобно web-сайту, страница которого представлена на рисунке 3.

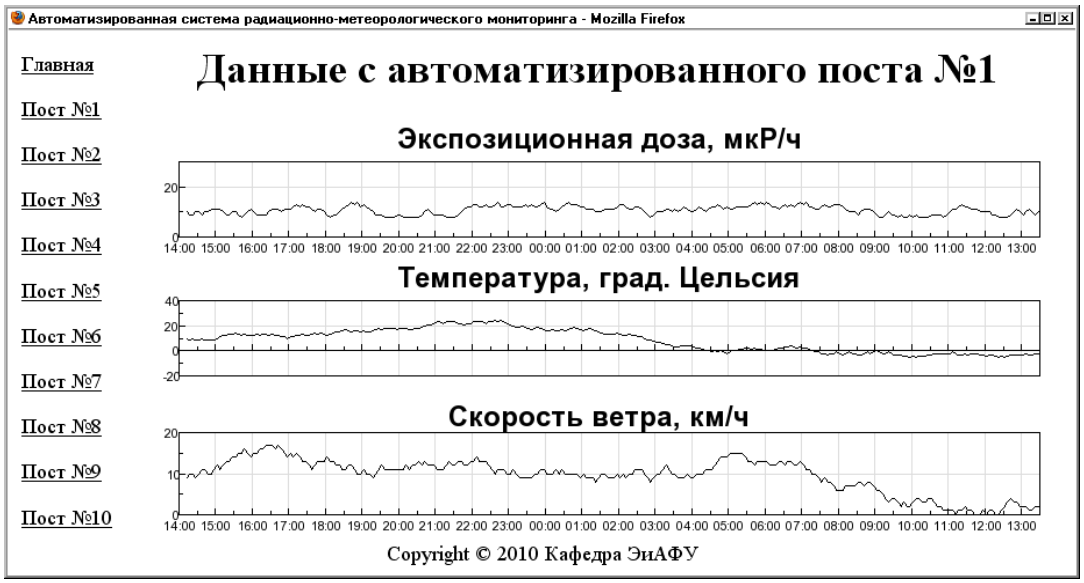


Рисунок 3 – Web-доступ к данным автоматизированного поста мониторинга № 1

Заключение

В работе ставится задача организации коллективного, публичного доступа к результатам мониторинга радиационной обстановки на территориях, находящихся под угрозой заражения.

Решение обеспечивается применением метода построения, который может быть назван открытым с распределенной архитектурой. Это позволяет организовать доступ к данным с применением Web-технологий. Этим, в конечном счете, обеспечивается наглядный, привычный для большей части населения доступ к информации, посредством вызова Web-сайта из окна Web-браузера. Переход к ресурсу осуществляется по URL (через ссылку, либо вводом в адресную строку). Все эти операции не требуют особых навыков, а также установки дополнительного ПО.

СИСТЕМА КОНТРОЛЯ И УЧЕТА РАО НА ПРЕДПРИЯТИИ

Есина С.Н., Девкин К.В.
ГУП МосНПО «Радон», г. Сергиев Посад
E-mail: esinasveta_84@mail.ru

Перечень сокращений

РВ – радиоактивное вещество;
РАО – радиоактивние отходы;
СКУ РАО – система контроля и учета радиоактивных отходов;
СИМ РАО – система идентификации и маркировки радиоактивных отходов;
ИК – инструментальный контроль;
БД – база данных;
СГУиК РАО – система государственного учета и контроля радиоактивных отходов;
ОФ – окончательная форма;
РФХ – радиофизические характеристики.

Для обеспечения радиационной безопасности в масштабах всего государства большое значение имеет создание единого национального перечня значимых радиационных источников и количеств радиоактивных материалов, находящихся в стране. Правительство Российской Федерации считает данную задачу одной из приоритетных для обеспечения безопасности при использовании атомной энергии, в связи с чем по его поручению в Российской Федерации в настоящее время ведется работа по совершенствованию ранее созданной системы государственного учета и контроля РВ и РАО.

Правовым основанием для создания Системы учета и контроля служит статья 22 Федерального закона «Об использовании атомной энергии», в соответствии с которой РВ и РАО подлежат государственному учету и контролю, осуществляемому на федеральном, региональном и ведомственном уровнях в системе государственного учета и контроля РВ и РАО.

Государственный учет и контроль РВ и РАО осуществляется с целью:
- определения наличного количества РВ и РАО в местах их размещения;
- выявления и предотвращения потерь РАО;
- предотвращения несанкционированного использования и хищений РАО.

На основании этих требований в 2005 году в ГУП МосНПО «Радон» был создан отдел контроля и учета РАО, включающий в себя систему контроля и учета (СКУ) РАО, систему идентификации и маркировки (СИМ) РАО и инструментальный контроль (ИК).

Назначение и область применения СКУ РАО

СКУ РАО является информационной, автоматизированной системой контроля и учета РАО предприятия и обеспечивает возможность упорядоченного хранения и оперативного получения информации о партиях РАО и упаковках, входящих в состав партии, на всех стадиях обращения.

Комплекс технических средств системы имеет все необходимые средства для организации процессов ввода, вывода, хранения, обработки и отображения сведений о РАО, а также средства сетевого взаимодействия.

Программное обеспечение СКУ имеет модульную структуру, позволяющую при необходимости дополнять ее модулями, выполняющие определенные функции, например, при появлении новых способов переработки, изменении системы кодирования информации в СГУиК.

В БД заносится вся информация, указанная поставщиком в паспорте и на участки переработки передаются уже электронные копии паспортов. В е-паспортах дублируется информация из оригинала паспорта, но уже с разбивкой по упаковкам (усредненные данные). Это необходимо для того, чтобы была возможность передавать упаковки из одной партии на разные участки переработки.

Такая необходимость появляется, когда упаковки не проходят на заявленный вид переработки по каким-либо параметрам.

Учетные документы СКУ РАО

Поддержка информационной системы в актуализированном состоянии требует разработки ряда документов. В нашем случае это **е-паспорт** и **карточка переработки**. Эти документы выполняют функцию производственных сопроводительных документов. Схема движения документов показана на рисунке.

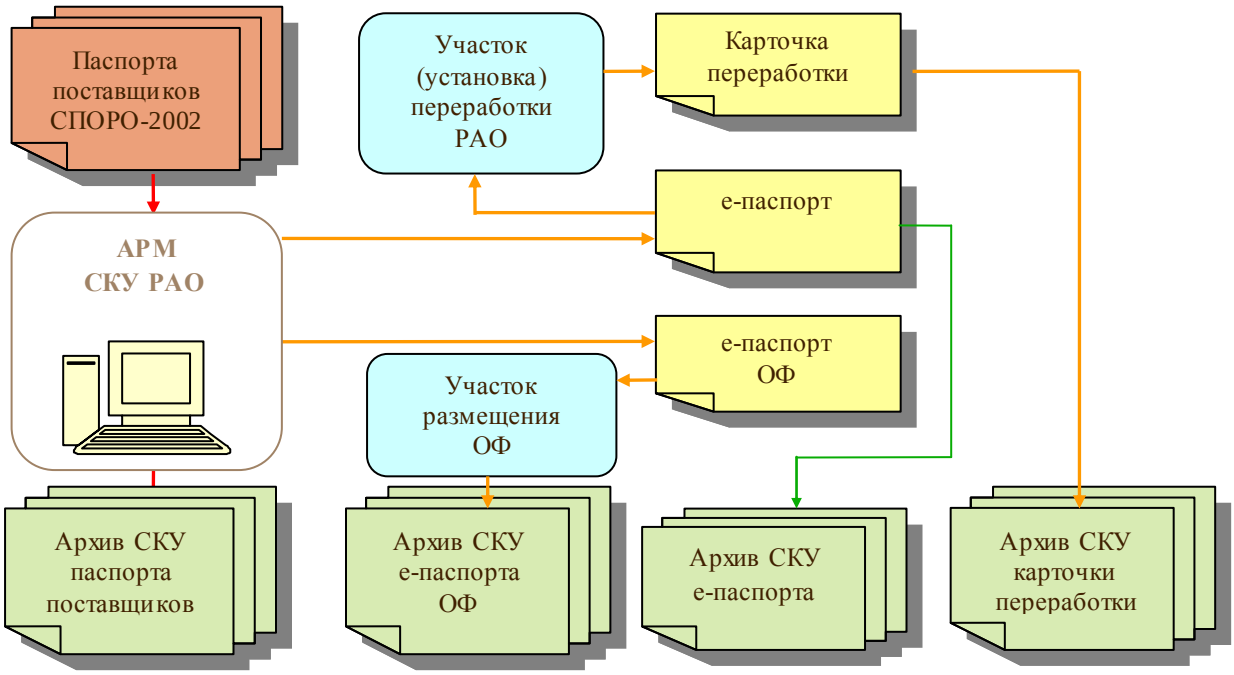


Рисунок – Схема движения учетных документов СКУ РАО

Наличие е-паспортов и карточек переработки делает ненужным присутствие в подразделениях громоздких приходно-расходных журналов учета РАО.

Особенностью учета РАО в ГУП МосНПО «Радон», является:

1) большое количество записей (до 750000 в год);
2) большое количество сведений в записи (до 40);
3) направление упаковок, входящих в состав партии РАО, на различные технологические операции;
4) различные сроки проведения технологических операций с упаковками, входящими в состав партии РАО;
5) изменение количества упаковок РАО и их РФХ на различных стадиях обращения;
6) образование промежуточных форм РАО;
7) смешение различных форм РАО при образовании промежуточных форм РАО;
8) результаты инструментального контроля.

Информация СКУ РАО используется:

1) для формирования статистической базы характеристик, находящихся в обращении РАО;
2) для анализа существующей системы обращения с РАО и выработки предложений по ее совершенствованию;
3) в системе государственного учета и контроля РВ и РАО;
4) для прогнозов и оценок безопасности сооружений с размещенными на хранение РАО;
5) для различных справок руководства.

СКУ РАО используется в ГУП МосНПО «Радон», как составная часть системы учета и контроля РВ и РАО предприятия.

СИМ

Система идентификации и маркировки РАО обеспечивает адресное хранение отходов и возможность контроля упаковок на всех стадиях обращения. Место хранения каждой упаковки фиксируется в СКУ РАО.

Все упаковки маркируются в зависимости от вида, им присваивается порядковый номер и штрих-код.

Этикетки изготавливаются способом термотрансферной печати на бумажной основе с клеящим слоем.

ИК

В настоящее время в перечень контролируемых параметров РАО входят радионуклидный состав, удельная активность каждого нуклида и суммарная активность содержимого всей упаковки, вещественный состав РАО (вес, степень заполнения упаковки), мощность эквивалентной доза на поверхности упаковки.

Инструментальный контроль, выполняемый в ГУП Мос НПО «Радон», позволяет выявлять несоответствия между заявленными и реальными характеристиками РАО, что в свою очередь помогает оперативно принимать меры по изъятию упаковок из очереди на назначенный вид переработки.

Выводы

Система учета и контроля РВ и РАО ГУП Мос НПО «Радон», на основе модульной структуры, показала свою работоспособность и позволяет усовершенствовать любой элемент системы.

Список литературы

1 СПОРО-2002. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами.

2 ГОСТ Р.52037-2003. Могильники приповерхностные для захоронения радиоактивных отходов.

3 НП-067-05. Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации.

ПРИМЕНЕНИЕ ЭКСПЕРТНЫХ СИСТЕМ НА ГЕОТЕХНОЛОГИЧЕСКОМ ПРЕДПРИЯТИИ АТОМНОЙ ОТРОСЛИ

Железнов В.Е., Носков М.Д.
ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: science@ssti.ru

Определение экспертных систем и области применения.

В настоящее время экспертные системы применяются в различных областях науки, техники и жизни общества – органической химии, поиске полезных ископаемых, медицинской диагностике, торговле, туризме и др. [1, 2]. Создание экспертных систем является одним из направлений в области искусственного интеллекта (ИИ) (разработки компьютерных программ, способных имитировать человеческую деятельность, принятие решений, распознавания образов, понимание человеческого языка и др.

В различных источниках используются различные определения экспертная система, например:

- «*Экспертная система* – компьютерная программа, способная частично заменить специалиста-эксперта в разрешении проблемной ситуации» [2];
- *«Экспертная система* – программно-техническое средство, позволяющее пользователю в диалоговом режиме получать от компьютера консультационную помощь в конкретной предметной области, где сконцентрированы опыт и знания людей-экспертов (специалистов в данной области)» [3];
- *«Экспертные системы* – программы для компьютера, которые могут воспроизводить процесс решения проблемы человеком-экспертом» [4];
- *«Экспертная система* – программа, которая использует знания специалистов (экспертов) о некоторой конкретной узко специализированной предметной области и в пределах этой области способна принимать решения на уровне эксперта-профессионала» [5];
- *«Экспертные системы* – прикладные программы ИИ, в которых база знаний представляет собой формализованные эмпирические знания высококвалифицированных специалистов (экспертов) в какой-либо узкой предметной области» [6];
- *«Экспертная система* – программа для компьютера, которая оперирует со знаниями в определенной предметной области с целью выработки рекомендаций или решения проблем» [7].

Экспертная система – компьютерная программа, использующая знания специалистов в какой то конкретной области, содержащиеся в базе данных, оперирующая этими знаниями для

приятия решений и выработки рекомендаций. Она предназначена для замены специалиста из-за их недостаточного количества, вредных условий в которых приходится работать и оперативности принятия решений.

Экспертная система может принимать решения самостоятельно, то есть взять на себя полномочия специалиста в решении проблем, или готовить проекты решений, быть помощником человека, принимающего решение. Во втором случае человек, принимающий решение, может быть не достаточно компетентен в данной области, и в этом случае программа может повысить качество его работы. Более результативной комбинацией является специалист, работающий с программой [5].

Экспертные системы имеют ряд преимуществ по сравнению с человеком-экспертом [6]:

- они не делают поспешных выводов, рассматривают все детали, часто выбирая наилучший вариант из всех возможных;
- высококвалифицированные специалисты обходятся очень дорого, а ЭС дороги в разработке, но дешевы в эксплуатации;
- человеческая память ослабевает со временем, перерыв в работе может существенно отразиться на его профессиональных качествах; база данных у машины не теряется;
- экспертные системы устойчивы к «помехам», в то время как человек легко поддается влиянию внешних факторов, которые не связаны с решаемой задачей;

Существуют задачи, которые решаются с помощью экспертных систем успешнее, чем любыми другими средствами. Определяя необходимость использования данной системы нужно руководствоваться следующими критериями [7]:

- данные и знания надежны и постоянны;
- вариантов решений немного;
- в ходе решения задачи должны использоваться формальные рассуждения.

Специалист, который может передать знания и объяснить, как ими пользоваться, должен участвовать при разработке экспертной системы.

ЭС не рекомендуется применять для решения следующих типов задач:

- математических, которые решаются с помощью преобразования и анализа;
- задач распознавания, которые решаются только численными методами;
- методы решения, которых отсутствуют (невозможно построить базу знаний) [9, 10].

В России исследования и разработки в области ЭС включены в ряд государственных и отраслевых научно-технических программ. Системы с базами знаний не только стали находить практическое применение в бизнесе и в решении серьезных информационных задач, но и продемонстрировали ощутимый эффект от их использования. Например, чрезвычайно эффективными с точки зрения применения ЭС оказались системы поддержки организационного управления и планирования распределения ресурсов.

Классификация экспертных систем

Экспертные системы можно классифицировать по назначению, предметной области, методу представления знаний, динамичности и сложности [2]. Пример классификации ЭС показан на рисунке 1 [10].

По назначению ЭС квалифицируются следующим образом:

1 Прогнозирование. Прогнозирующие системы предсказывают возможные результаты или события на основе данных о текущем состоянии объекта [11, 12].

2 Планирование, проектирование, выбор. Планирующие ЭС помогают составить планы-графики различных работ, мероприятий, операций и др. [13].

3 Интерпретация. Интерпретирующие системы обладают способностью получать определенные заключения на основе результатов наблюдения [14].

4 Контроль и управление. Системы, основанные на знаниях, могут применяться в качестве интеллектуальных систем контроля и принимать решения, анализируя данные, поступающие от нескольких источников. Такие системы уже работают на атомных электростанциях, управляют воздушным движением и осуществляют медицинский контроль. Они могут быть также полезны при регулировании финансовой деятельности предприятия и оказывать помощь при выработке решений в критических ситуациях [13, 15].

5 Диагностика. Диагностирующие системы позволяют определять неисправности и недостатки в работе различных систем. Они эффективны, как при ремонте механических и электрических машин (автомобилей, дизельных локомотивов и т.д.), так и при устранении неисправностей и ошибок в аппаратном и программном обеспечении компьютеров. В медицине диагностирующие системы используются для установления причин нарушениями деятельности организма [16, 17].

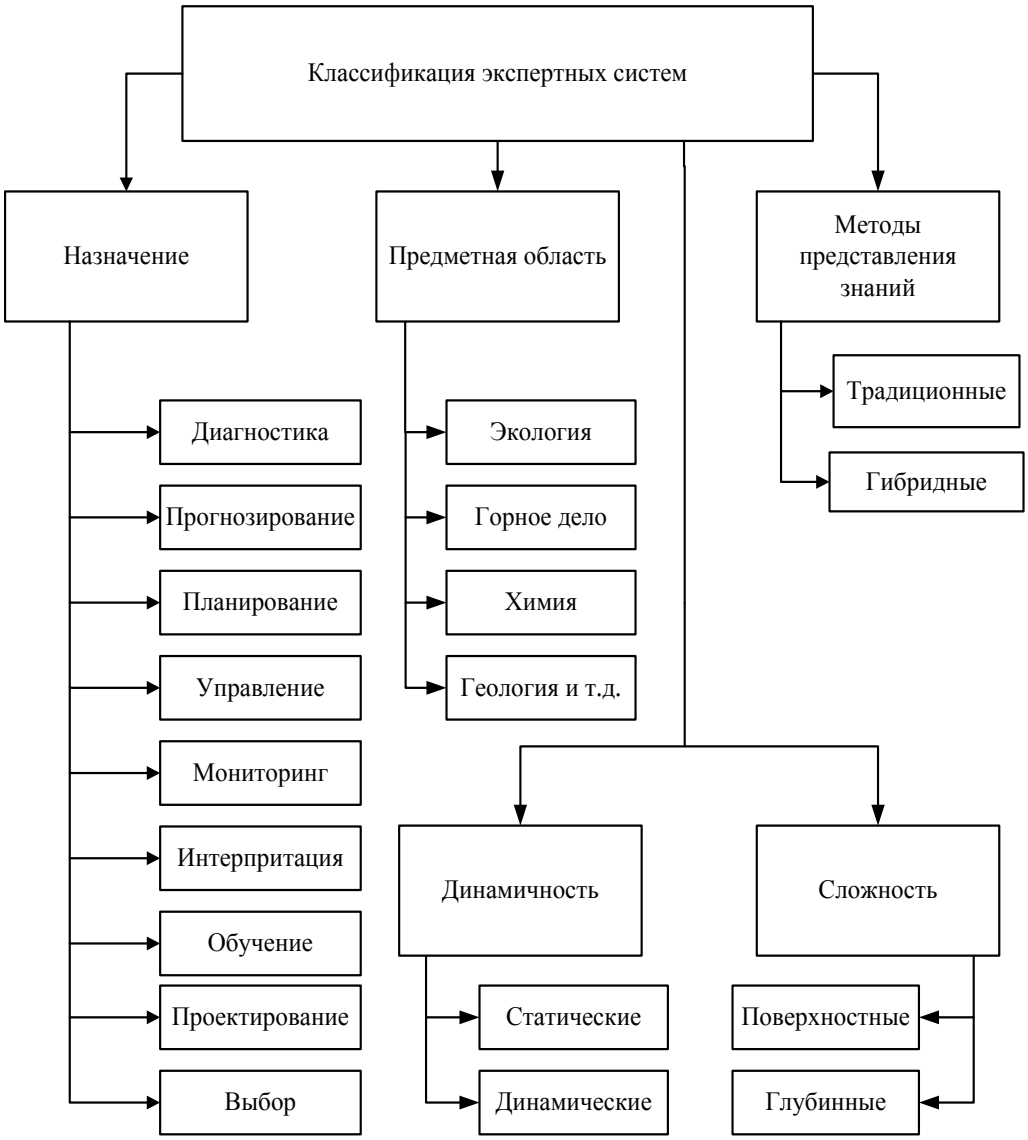


Рисунок 1 – Квалификация экспертных систем

6 Обучение. Многие ЭС знания выполняют функции, в соответствии с которыми их можно отнести одновременно к нескольким типам. Например, обучающая система может также обладать знаниями, позволяющими выполнять диагностику и планирование. Она определяет способности обучаемого по основным направлениям курса, а затем с учетом полученных данных составляет учебный план. Управляющая система может применяться для целей контроля, диагностики, прогнозирования и планирования. Экспертные системы могут входить составной частью в компьютерные системы обучения [18, 19].

7 Мониторинг. Системы мониторинга используются для анализа и оценки состояния различных систем [20].

Другой способ классификации основывается на классификации по предметной области применения ЭС**.** Наибольшее количество ЭС используется в геологии, инженерном деле, военном деле, информатике, космической технике, математике, медицине, метеорологии, промышленности, сельском хозяйстве, управлении процессами, физике, филологии, химии, электронике, юриспруденции.

Классификация по методам представления знаний делит ЭС на традиционные и гибридные. Традиционные ЭС используют эмпирические модели представления знаний. Гибридные ЭС применяют все доступные методы [21].

По степени сложности ЭС делятся на поверхностные и глубинные. Поверхностные ЭС представляющие знания в виде правил «Если – то», условием выводимости решений таких ЭС является безобрывность цепочки правил. Глубинные ЭС обладающие способностью при обрыве цепочки правил определять действия для продолжения решения задачи [22].

По динамичности ЭС делятся на статические и динамические. Статические ЭС называются системы, в которой данные, описывающие предметную область, не изменяются во времени. В динамические ЭС данные, описывающие предметную область, изменяются за время решения задачи [23, 24].

Структура экспертной системы.

Различные ЭС имеют много общего в своей структуре.

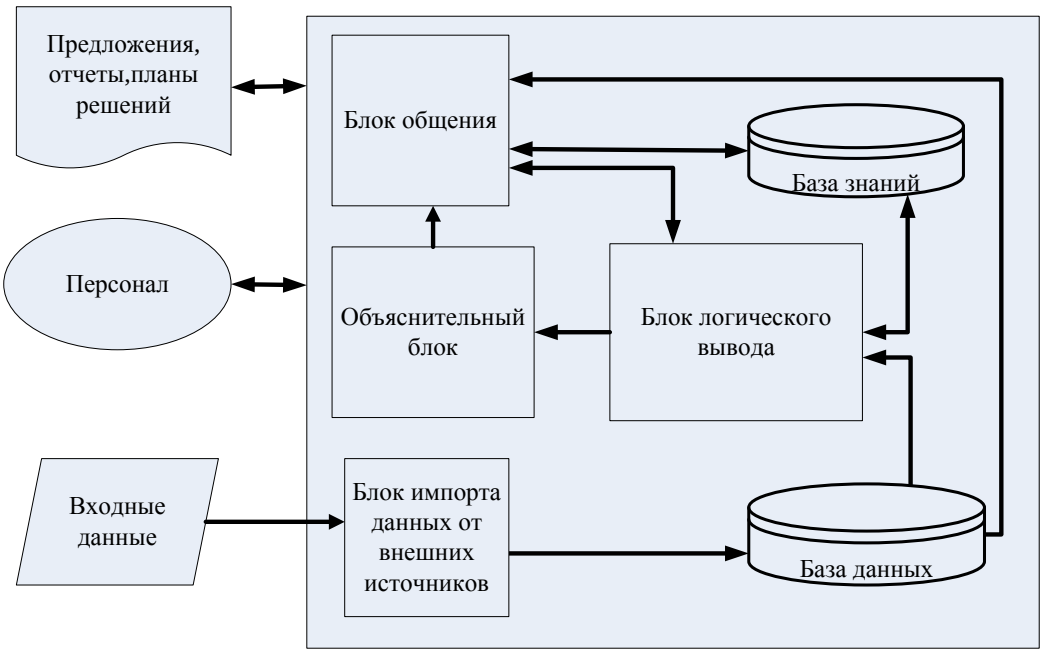


Рисунок 2 – Структура экспертной системы

В работе представлена структура экспертной системы, предназначенной для оценки, анализа, визуализации информации, формирования отчетов, прогноза развития экологической обстановки и подготовка рекомендаций по проведению природоохранных мероприятий. В общем случае экспертная система состоит из четырех блоков и двух баз данных и знаний. Блок общения обеспечивает управление системой, визуализацию информации, подготовку отчетных документов, бесперебойный обмен информацией между пользователем и системой. Блок импорта данных от внешних источников обеспечивает получение данных от контрольно-измерительных приборов, моделирующих программ и д.р. База знаний содержит набор правил логического вывода, алгоритмы подготовки рекомендаций и другие значения критериев оценки. База данных содержит информационные переменные, на основе которых принимается решение. Блок логического вывода на основе критериев из базы знаний проводит экспертные оценки, анализ, готовит планы и проекты решений. Объяснительный блок информирует пользователя, каким образом ЭС получила решение, и какие знания при этом использовала.

Список литературы

1 Люгер Д. Искусственный интеллект. – М.: Мир, 2003. – С. 690.

2 Убейко Н. Экспертные системы. – М.: МАИ, 2002. – С. 355.

3 Джарратано Д., Райли Г. Экспертные системы: принципы разработки и программирование. – Издательство: «Вильямс», 2006. – С. 1152.

4 Частиков А.П., Белов Д.Л., Гаврилова Т.А. Разработка экспертных систем. Среда CLIPS. – Издательство: BHV, 2006. – С. 608.

5 Рыбина Г.В. Теория и технология построения интегрированных экспертных систем. – М.: Научтехлитиздат, 2008. – С. 482.

6 Рассел С., Норвиг П. Искусственный интеллект: современный подход / Пер. с англ., 2-е изд. – М.: Вильямс, 2006. – С. 1408.

7 Смолин Д.В. Введение в искусственный интеллект: конспект лекций. – М.: ФИЗМАТЛИТ, 2004. – С. 208.

8 Люгер, Джордж, Ф. Искусственный интеллект: стратегии и методы решения сложных проблем, 4-е издание. Пер. с англ. – М.: Вильямс, 2003. – С. 864.

9 Хант Э. Искусственный интеллект. – М: Мир, 1978. – С. 400.

10 Сафонов В.О. Экспертные системы – интеллектуальные помощники специалистов. – СПб.: Санкт-Петербургская организация общества «Знания Росси», 2002. – С. 196.

11 Калита Д.В., Иванников Н.Н. Прототип динамической экспертной системы для прогнозирования веса человека / Научная сессия МИФИ – 2006. Сб. науч. трудов. – 2006. – Т. 3: Интеллектуальные системы и технологии. – С. 234-235. – Секция: Интеллектуальные системы и технологии.

12 Европейцев Г.А., Хасанов Н.В. Прототип динамической экспертной системы для прогнозирования динамики курсов валют / Научная сессия МИФИ – 2010. Сб. науч. трудов. – 2010. – Т. 3. – С. 88-89. – Секция: Интеллектуальные системы и технологии.

13 Бороздин Д.С., Торопчина Л.В. Особенности разработки прототипа интегрированной экспертной системы реального времени для контроля финансовой и налоговой деятельности предприятия / Научная сессия МИФИ – 2008. Сб. науч. трудов. – 2008. – Т. 10: Интеллектуальные системы и технологии. – С. 240-242. – Секция: Интеллектуальные системы и технологии.

14 Ожегин И.В., Загребаев А.М., Козин Р.Г. Разработка прототипа экспертной системы по обнаружению топливного канала с негерметичным тепловыделяющим элементом / Научная сессия МИФИ – 2008. Сб. науч. трудов. – 2008. – Т. 1: Физико-технические проблемы ядерной энергетики. Гелий и водород в реакторных материалах. – С. 142-144. – Секция: Физико-технические проблемы ядерной энергетики.

15 Морозов А.А., Карабанов А.А. Прототип динамической экспертной системы для контроля безопасной эксплуатации высотных зданий и уникальных объектов повышенного риска / Научная сессия МИФИ – 2010. Сб. науч. трудов. – 2010. – Т. 3. – С. 90-90. – Секция: Интеллектуальные системы и технологии.

16 Пустынникова И.П. Технология использования экспертных систем для диагностики знаний и умений // Educational Technology & Society. – 2001. – № 4 (4). – С. 77-101.

17 Пашали А.А., Волков М.Г., Жонин А.В. Экспертная система диагностики электроцентобежных насосов // Экология и безопасность. – 2009. – Т. 7, № 1. – С. 117-120.

18 Есенина Н.Е. Экспертно-обучающие системы для обучения иностранному языку // Вестник Рязанской государственной радиотехнической академии. – 2006. – № 19. – С. 182-184.

19 Рыбина Г.В. Реализация компетентностного подхода к обучению на основе разработки обучающих интегрированных экспертных систем / Научная сессия МИФИ – 2008. Сб. науч. трудов. – 2008. – Т. 10: Интеллектуальные системы и технологии. – С. 39-43. – Секция: Интеллектуальные системы и технологии.

20 Алексеев И.А., Гизатуллин Р.А. Прототип динамической экспертной системы для мониторинга и диагностики аномалий в локальных сетях / Научная сессия МИФИ – 2006. Сб. науч. трудов. – 2006. – Т. 3: Интеллектуальные системы и технологии. – С. 238-239. – Секция: Интеллектуальные системы и технологии.

21 Павлова Н.В., Сергейчик В.В. Гибридная экспертная система для проектирования комплексов бортового оборудования и инструментальное средство для ее разработки / Научная сессия МИФИ – 2004. Сб. науч. трудов. – 2004. – Т. 3: Интеллектуальные системы и технологии. – С. 60-61.

22 Девятков В.В. Системы искусственного интеллекта / Гл. ред. И.Б. Федоров. – М.: Изд-во МГТУ им. Н. Э. Баумана, 2001. – С. 352.

23 Попов Э.В., Фоминых И.Б., Кисель Е.Б., Шапот М.Д. Статические и динамические экспертные системы: Учеб. пособие. – М.: Финансы и статистика, 1996. – С. 320.: ил.

24 Иванов Ю.К. Построение динамических экспертных систем на основе оболочки статической экспертной системы / Научная сессия МИФИ – 2005. Сб. науч. трудов. – 2005. – Т. 3: Интеллектуальные системы и технологии. – С. 50-51. – Секция: Интеллектуальные системы и технологии.

ИЗУЧЕНИЕ ПРОЦЕССА ГЕНЕРАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ МИКРОЧАСТИЦ В РЕАКТОРНОМ ПРОИЗВОДСТВЕ

Иванов С.А.
ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск
E-mail: krs26ivanov-s@mail.ru

Представлены данные об изменении физико-химических показателей и химического состава вод охлаждения реакторной установки. Показано сравнительное содержание техногенных радионуклидов в различных компонентах проб. Выявлены основные причины образования взвеси в сбросной воде реактора.

ПОСТРОЕНИЕ МАТРИЦЫ ЯДЕРНОГО И РАДИАЦИОННОГО РИСКА ДЛЯ ОЦЕНКИ ЗНАЧИМОСТИ ВОЗМОЖНЫХ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ НА ОБЪЕКТАХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Ильин К.И., Светухин В.В.
ГОУ ВПО «Ульяновский государственный университет», г. Ульяновск
E-mail: kirill40184@list.ru

Понятие риска из сферы математического анализа теории вероятности и обыденной жизни (рисковый человек, рисковая операция и др.) прочно утвердилось в научно-практической сфере деятельности.

Процедура лицензирования опасной деятельности введена на предприятиях Росатома в соответствии с федеральными законами [1-3] в целях управления параметрами риска, связанного с этой деятельностью. Важнейший компонент этой процедуры – декларирование безопасности опасных производственных объектов (ОПО), которое невозможно без анализа риска и его классификации.

В настоящее время разработано большое количество методов оценки риска на опасных производственных объектах [4], существуют методические указания по проведению анализа риска опасных производственных объектов [5]. Однако работы по классификации рисков полученных после анализа находятся в настоящее время лишь на стадии развития. Важность проведения корректирующих мероприятий для той или иной рассмотренной аварийной ситуации основывается в основном на экспертных оценках, которые опираются в большинстве случаев на субъективную точку зрения специалистов, проводящих анализ, и не имеют единой обоснованной концепции. Это в большинстве случаев приводит к недостаточной степени проработанности результатов оценок риска и, соответственно, либо к неоправданным затратам на повышение безопасности в случаях, когда опасность изначально пренебрежимо мала, либо к отсутствию действий на предотвращение аварийных ситуаций, вероятность которых мала, но последствия являются катастрофическими.

Поэтому разработка методологии, опирающейся на единую обоснованную концепцию, позволит принимать наиболее рациональные решения при обеспечении безопасности, является актуальной задачей.

Построение диаграммы (матрицы) с вероятностью возникновения аварийной ситуации на одной оси и тяжестью последствий на другой – один из способов наглядного отображения совокупности данных об имеющихся на объекте рисках.

В рамках данной работы предложен вариант классификации ядерных и радиационных рисков аварийных ситуаций для объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) в форме матрицы (рисунок 1).

Построение матрицы

По оси абсцисс матрицы отложены вероятности возникновения аварийных ситуаций рассматриваемых при проведении обоснования безопасности ОИАЭ. Шкала является логарифмической с ограниченным диапазоном от 10^{-7} до 1,0 год$^{-1}$. Первое граничное значение продиктовано обще принятой концепцией минимально значимой вероятности проявления опасности, а второе – недопустимостью возникновения аварийных ситуаций на опасных производственных объектах чаще 1 год$^{-1}$.

По оси ординат отложена возможная тяжесть последствий аварий в соответствии с Международной шкалой ядерных событий (INES) [6]. Шкала INES применима к любому

событию, связанному с радиоактивным материалом и/или радиацией, и к любому событию во время транспортировки радиоактивных материалов. По шкале не классифицируются промышленные аварии или другие события, не связанные с ядерными или радиационными процессами [6].

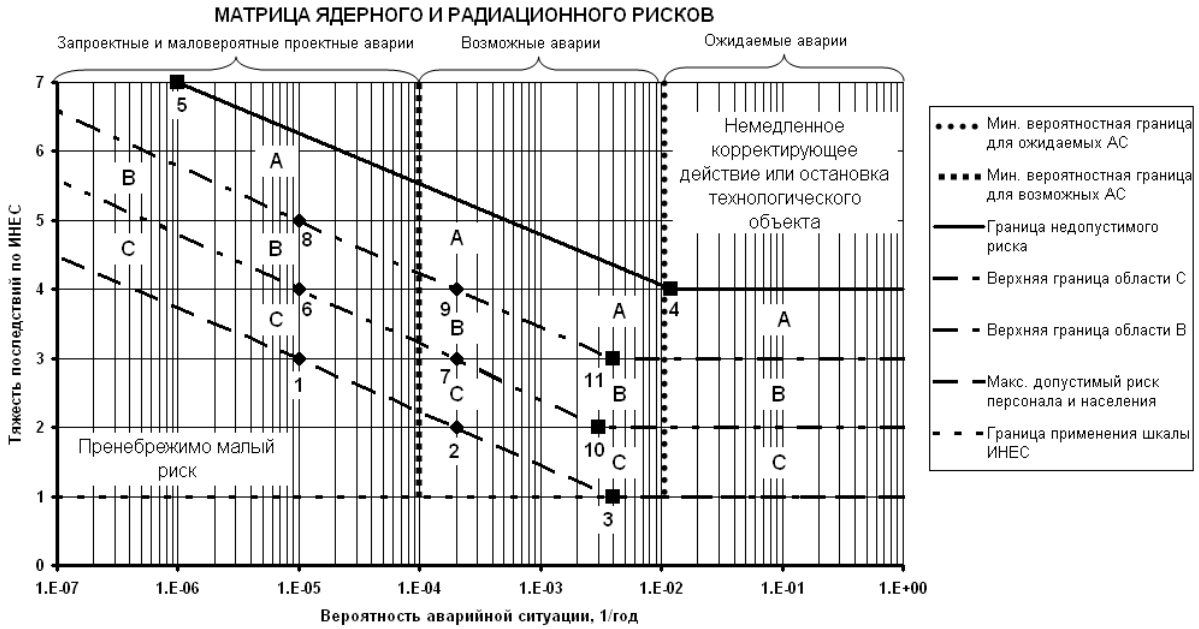


Рисунок 1 – Матрица ядерного и радиационного рисков

В рамках шкалы события классифицируются по семи уровням: в верхних уровнях (4-7) они называются авариями, а в нижних уровнях (1-3) – инцидентами. События, не существенные с точки зрения безопасности, классифицируются ниже шкалы с нулевым уровнем и называются отклонениями. События, не имеющие отношения к безопасности, не входят в шкалу и считаются вне шкалы. Структура шкалы показана на рисунке 2 с ключевыми словами, которые здесь не претендуют на точность или строгую определенность.

Предполагается, что каждый уровень шкалы отличается от предыдущего на порядок, а основные деления оси ординат отстоят друг от друга на одинаковую величину.

Проектные и запроектные аварийные ситуации

В соответствии с [6] исходные события аварийных ситуаций по частоте их возникновения можно разделить на:

- *ожидаемые*: исходные события, наступление которых ожидается один или несколько раз за весь срок эксплуатации установки;
- в*озможные*: исходные события, которые не «ожидаются», но их предполагаемая вероятность за срок эксплуатации превышает уровень около 1 % (т.е. около $3 \cdot 10^{-4}$ 1/год);
- *маловероятные*: исходные события, рассматриваемые в проекте установки, которые менее вероятны, чем предыдущие.
- з*апроектные*: исходные события с очень малой частотой, которые, как правило, не включаются в обычный анализ безопасности установки. Если все же вводятся системы защиты от таких исходных событий, то они не обязательно должны иметь тот же уровень резервирования или разнородности, как меры защиты от проектных аварий.

Данные сведения помогают выделить наиболее важные с точки зрения необходимости первичного рассмотрения аварийные ситуации, поэтому на рисунке 1 определены минимальные границы вероятности возникновения «ожидаемых» и «возможных» исходных событий аварийных ситуаций для объекта с проектным сроком эксплуатации 50 лет.

Приемлемый (незначительный) и недопустимый риски

В настоящее время уровень безопасности той или иной человеческой деятельности выражают через единую меру – вероятную частоту гибели людей, т.е. через индивидуальный (либо обобщенный) риск гибели людей в пересчете на год жизни.

	Сфера воздействия		
Вид аварии	**Воздействие за пределами площадки**	**Воздействие на площадке**	**Ухудшение глубокоэшелонированной защиты**
7 **Крупная авария**	Крупный выброс: крупномасштабные воздействия на здоровье и окружающую среду		
6 **Серьёзная авария**	Значительный выброс: вероятно, требуется полное осуществление предусмотренных планом контрмер		
5 **Авария с риском за пределами площадки**	Ограниченный выброс: вероятно, требуется частичное осуществление предусмотренных планом контрмер	Тяжёлое повреждение активной зоны реактора / радиологических барьеров	
4 **Авария без значительного риска за пределами площадки**	Незначительный выброс облучение населения на уровне величин, сравнимых с установленными пределами	Значительное повреждение активной зоны реактора / радиологических барьеров / смертельное облучение персонала	
3 **Серьёзный инцидент**	Очень малый выброс: облучение населения на уровне долей установленных пределов	Обширное распространение загрязнения / острые лучевые поражения персонала	События близко к аварии – уровней (эшелонов) защиты не осталось
2 **Инцидент**		Значительное распространение загрязнения / переоблучение персонала	События со значительными нарушениями мер обеспечения безопасности
1 **Аномалия**			Отклонение от разрешённого режима эксплуатации
0 **Отклонение**	Несущественно для безопасности		

Рисунок 2 – Основная структура шкалы INES [6]

Для определения границы приемлемого риска при эксплуатации ОИАЭ на матрице риска были использованы значения обобщенного риска (произведение вероятности события, приводящего к облучению, и вероятности смерти, связанной с облучением) утвержденные в [7] и описания уровней шкалы INES (рисунок 2):

Точка 1. *Вероятность облучения населения [7]: более $1{,}0 \cdot 10^{-5}$, год$^{-1}$. Уровень по шкале INES: «Уровень 3. Облучение населения на уровне долей установленных пределов».*

Точка 2. *Вероятность переоблучения персонала [7]: более $2{,}0 \cdot 10^{-4}$, год$^{-1}$. Уровень по шкале INES: «Уровень 2. Переоблучение персонала».*

Через точки 1 и 2 была проведена прямая, характеризующая верхнюю границу приемлемого риска (на рисунке 1 «Макс. допустимый риск персонала и населения»). Полученная прямая в точке 3 имеет перегиб и идет параллельно оси абсцисс по уровню 1 шкалы INES, т.к. нет необходимости выполнения каких-либо действий для устранения события, не существенных с точки зрения безопасности. Область ниже полученной ограничительной линии представляет собой область пренебрежимо малого риска, где дополнительные меры безопасности практически не приводят к уменьшению риска.

При определении границы недопустимого риска был применен принцип недопущения повышения риска естественной смерти из-за эксплуатации опасного производственного объекта:

Точка 4. *Вероятность естественной смерти людей [8]: $1{,}2 \cdot 10^{-2}$, год$^{-1}$. Уровень по шкале INES: «Уровень 4. Смертельное облучение персонала».*

Используя значение пренебрежимо малой вероятности исходного события аварийной ситуации [6], характеризующей запроектные аварии, и максимальный уровень шкалы INES была получена точка 5:

Точка 5. *Пренебрежимо малая вероятность исходного события [7]: $1 \cdot 10^{-6}$, год$^{-1}$. Уровень по шкале INES: «Уровень 7. Крупномасштабные воздействия на здоровье и окружающую среду».*

Через точки 4 и 5 была проведена прямая, характеризующая нижнюю границу недопустимого риска (на рисунке 1 «Граница недопустимого риска»). Полученная прямая в точке 4 имеет перегиб и идет параллельно оси абсцисс по уровню 4 шкалы INES, т.к. никакими документами не регламентирована необходимость более жесткого установления границы. Область выше ограничительной линии представляет область недопустимо высоких рисков, где требуется проведение немедленных мер безопасности или остановка работы объекта.

Коридор рисков

Область, ограниченная линиями приемлемого (рисунок 1 – «Максимальный допустимый риск персонала и населения») и недопустимого (рисунок 1 – «Граница недопустимого риска») рисков, обозначает коридор рисков, в котором необходимо планирование и проведение соответствующих корректирующих действий, направленных на снижение вероятности возникновения исходных событий аварийных ситуаций и/или тяжести их последствий.

В полученном коридоре рисков выделены области (категории), где:

С – рекомендуется проведение анализа риска и принятие мер безопасности (например, корректирующие действия в течение 24 месяцев);

В – желателен детальный анализ риска, требуются меры безопасности (например, корректирующие действия в течение 12 месяцев);

А – обязателен детальный анализ риска, требуются оперативные меры безопасности для снижения риска (например, корректирующие действия в течение 3 месяцев).

Верхние границы областей В и С получены исходя из предположения повышения тяжести последствий для персонала и населения при неизменной вероятности возникновения неблагоприятных воздействий, т.е.:

Точка 6. *Вероятность переоблучения населения: более $1{,}0 \cdot 10^{-5}$, год$^{-1}$. Уровень по шкале INES: «Уровень 4. Облучение населения на уровне величин, сравнимых с установленными пределами».*

Точка 7. *Вероятность переоблучения персонала: более $2{,}0 \cdot 10^{-4}$, год$^{-1}$. Уровень по шкале INES: «Уровень 3. Острые лучевые поражения персонала».*

Точка 8. *Вероятность переоблучения населения: более $1{,}0 \cdot 10^{-5}$, год$^{-1}$. уровень по шкале INES: «Уровень 5. вероятно, требуется частичное осуществление предусмотренных планом контрмер».*

Точка 9. *Вероятность переоблучения персонала: более $2{,}0 \cdot 10^{-4}$, год$^{-1}$. Уровень по шкале INES: «Уровень 4. Смертельное облучение персонала».*

Через точки 6 и 7, 8 и 9 были проведены прямые, характеризующие верхние границы областей С и В (на рисунке 1 «Верхняя граница области С», «Верхняя граница области В», соответственно). Полученные прямые в точках 10 и 11 имеют перегибы. Перегиб в точке 10 характеризует допустимое однократное в течение года облучение работника из числа персонала эффективной дозой до 50 мЗв [7]. А перегиб в точке 11 – недопущение переоблучения персонала дозой свыше 1 Гр, вызывающей детерминированные последствия, проявляющиеся в виде поражения всего организма (острая лучевая болезнь) или отдельных его частей (катаракта хрусталика глаза, временная или постоянная стерилизация и др.).

Заключение

Результатом проведенного исследования стал обоснованный вариант классификации ядерных и радиационных рисков аварийных ситуаций для объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) в форме матрицы, который основывается на требованиях международных и отечественных нормативных документов.

После нанесения на матрицу данных о рисках возможных аварийных ситуаций для рассматриваемого объекта можно судить об его уровне безопасности. Характеризующие безопасность объекта значения параметров могут быть получены на основе анализа статистических данных или оценок экспертной группы.

Данная работа выполнена в рамках федеральной целевой программы «Научные и научно-педагогические кадры инновационной России» на 2009-2013 годы (Госконтракт № П98).

Список литературы

1 Федеральный закон № 116-ФЗ от 21.07.97 «О промышленной безопасности опасных производственных объектов».

2 Федеральный закон № 170-ФЗ от 21.11.95 «Об использовании атомной энергии».

3 Федеральный закон № 128-ФЗ от 08.08.2001 «О лицензировании отдельных видов деятельности».

4 ГОСТ Р 51901 1-2002. Менеджмент риска. Анализ риска технологических систем. – М.: Изд-во стандартов, 2002.

5 Методические указания по проведению анализа риска опасных производственных объектов. Утв. постановлением Госгортехнадзора РФ от 10.07.2001 № 30, № РД 03-418-01 (дата введения 01.10.2001).

6 Международная шкала ядерных событий (INES): руководство для пользователей. – IAEA-INES-2001.

7 Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Гигиенические нормативы. – М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 2009.

8 Анализ безопасности установок и технологий: методическое пособие по проблемам регулирования риска. Часть 1 / под общ. ред. канд. техн. наук С.В. Петрина.– Саров: ФГУП РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2006. – 167 с.

ОТВЕРЖДЕНИЕ МАСЛОСОДЕРЖАЩИХ ОСАДКОВ В ПОЛИМЕРНУЮ МАТРИЦУ

Козлов П.В., Волкова Т.С., Слюнчев О.М.
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск,
E-mail: cpl@po-mayak.ru

В настоящее время на предприятиях ядерного топливного цикла существует проблема обращения с отработанными радиоактивными маслами различного назначения. Основная их часть не перерабатывается, а хранится на территории предприятий. Отходы, как правило, представляют собой смесь масел различных марок и содержат твердые взвешенные частицы, песок, а также воду. Контролируемое хранение данной категории отходов является временным решением проблемы.

Для переработки отработанных технических масел (ОТМ) существуют различные методы, среди которых весьма перспективным представляется очистка масел с получением очищенного масла и активного концентрата, подлежащего утилизации. Выбор метода регенерации ОТМ определяется характером содержащихся в них загрязнений и продуктов старения. Достаточно эффективным и технологически простым методом является адсорбционная очистка масел, которая заключается в использовании способности веществ, служащих адсорбентами, удерживать загрязняющие масло продукты за счет поверхностных и капиллярных сил.

Отработанные адсорбенты, содержащие загрязняющие примеси и масло, должны подвергаться отверждению тем или иным способом. Отверждение может проводиться как в органические (например, фенолформальдегидные смолы, битум), так и неорганические (цемент, алюмосиликаты и т.д.) матрицы [1, 2].

Отверждение маслосодержащих отходов в полимерные материалы обеспечивает высокое наполнение компаунда отработанным маслом (и, следовательно, минимизацию количества отвержденного материала, подлежащего хранению), высокую механическую прочность и водостойкость компаунда.

Целью проведенной работы являлось изучение возможности отверждения маслосодержащей суспензии после адсорбционной очистки ОТМ в матрицу на основе эпоксидной смолы и определение характеристик полученного полимерного компаунда.

Маслосодержащая суспензия, полученная после очистки отработанного масла, содержала портландцемент и оксид кальция, использованные в качестве адсорбента, и

вакуумное масло. Массовое соотношение «масло : адсорбент» составляло 1,5 : 1 и 0,7 : 1 для оксида кальция и портландцемента, соответственно. В качестве матричного материала применяли смесь эпоксидно-диановой смолы и отвердителя аминного типа (полиэтиленполиамина), взятых в массовом соотношении 10 : 1. Соотношение «маслосодежащая суспензия : эпоксидная смола с отвердителем» варьировалось от 0,3 до 0,9 с шагом 0,15 для суспензии с оксидом кальция и от 0,5 до 1,5 с шагом 0,25 – для суспензии с портландцементом.

Составы приготавливались двумя способами: «параллельным» и «последовательным» смешиванием.

Параллельное смешение: эпоксидно-диановая смола и отвердитель смешиваются отдельно, после чего в полученный матричный материал вводится маслосодержащая суспензия и производится их гомогенизация.

Последовательное смешение: В маслосодержащую суспензию последовательно при перемешивании вводится эпоксидно-диановая смола и отвердитель.

После смешивания полученная маслосодержащая полимерная композиция помещалась либо в цилиндрические формы диаметром 25 мм и высотой 27 мм, либо в кубические формы с размером ячейки 20×20×20 мм.

Формы выдерживались на воздухе в течение суток. После расформовки образцов определяли массу выделившегося в процессе твердения избыточного масла.

Затем по формулам рассчитывали:

- величину маслоотделения (L, %):

$$L = \frac{m}{m_0} \cdot 100, \quad (1)$$

где m – масса выделившегося масла, г; m_0 – масса внесенного масла, г.

- теоретическое ($\omega_{теор}$, %) и фактическое ($\omega_{фактич}$, %) наполнение полимерного компаунда маслом:

$$\omega_{теор} = \frac{m_0}{M_{копм}} \cdot 100, \quad (2)$$

$$\omega_{фактич} = \frac{m_0 - m}{M_{копм}} \cdot 100, \quad (3)$$

где $M_{общ}$ – масса всех компонентов смеси, г; $M_{комп}$ – масса компаунда, г (равна $M_{общ}$ за вычетом m).

Торцевые поверхности расформованных образцов выравнивали до достижения их взаимной параллельности. Взаимная параллельность торцевых повехностей является важным условием равномерного распределения нагрузки на образец при испытаниях на прочность. Определив геометрические размеры и массу образцов, рассчитывали их плотность.

Полученные компаунды тестировали на прочность, химическую стойкость (выщелачивание в водной среде) и устойчивость к температурному воздействию, в том числе, к открытому пламени.

Прочность образцов на сжатие определяли на гидравлическом прессе со скоростью перемещения активного захвата 10 мм/мин согласно ГОСТ 310.4-81.

Для изучения высокотемпературного воздействия на компаунд проводили два типа испытаний.

Во-первых, проводили ступенчатый нагрев образцов в сушильном шкафу в диапазоне температур от 50 до 230 °С с выдержкой в течение 30 мин через каждые 30 °С. После каждой ступени нагрева визуально оценивали состояние образцов, наличие маслоотделения и следов горения масла.

Во-вторых, определяли воздействие открытого пламени спиртовки на образцы. Огнестойкость образцов оценивали по времени, необходимому для возгорания компаунда.

Компаунды с наилучшими характеристиками подвергали испытаниям на химическую стойкость согласно ГОСТ 29114-91. При этом исходили из предположения, что скорость выщелачивания радионуклидов, содержащихся в масле, будет не выше скорости выщелачивания самого масла.

Для проведения испытаний компаунды помещали в колбы, заливали 100 мл дистиллированной воды. Температура в ходе испытаний составляла (22±2) °С. Среду выщелачивания периодически (после 1, 3, 7, 14 суток от начала испытаний) заменяли свежей. Испытания проводили для двух параллельных образцов каждого состава.

В среде выщелачивания определяли концентрацию выделившегося масла посредством его экстракции из водной фазы четыреххлористым углеродом с последующим определением массовой концентрации масла методом инфракрасной спектрометрии с использованием ИК-Фурье спектрометра Nexus FT-IR.

На основании результатов измерений сред выщелачивания вычисляли скорость (R, г/(см^2·сут.)) и степень выщелачивания (S, %) масла по формулам (4) и (5):

$$R = \frac{m_{\Delta t}}{m_{0,\Delta t} \cdot F \cdot \Delta t}, \quad (4)$$

$$S = \frac{m_{\Sigma,n}}{m_0 - m} \cdot 100\%, \quad (5)$$

где Δt – промежуток времени между сменами среды выщелачивания, сут; $m_{\Delta t}$ – масса масла, вымытого с поверхности твердой фазы за промежуток времени Δt, мг; $m_{0,\Delta t}$ – начальное удельное содержание масла в компаунде для данного промежутка времени Δt, мг/г; F – геометрическая поверхность образца, см^2; $m_{\Sigma n}$ – суммарное количество масла, вымытое с образца на n-е сут., мг.

Внешний вид синтезированных компаундов которых представлен на рисунке 1.

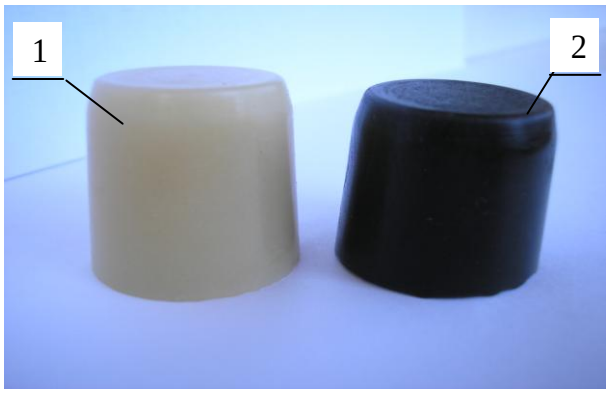


Рисунок 1 – Внешний вид образцов (тип адсорбента: 1 – CaO; 2 – ПЦ-400)

Результаты измерения физических свойств полученных образцов представлены в таблицах 1 и 2.

Таблица 1 – Физические свойства компаундов, полученных параллельным смешением

Тип суспензии	Масл. суспензия/ полимер. композиция	Содержание масла в образце, %	Маслоот-деление, %	ρ, г/см^3	σ, кг/см^2
CaO + масло	0,30	14,2	нет	1,11	557
	0,45	18,7	1,4	1,12	424
	0,60	18,9	23,5	1,21	329
	0,75	20,4	28,1	1,17	251
	0,90	17,2	49,3	1,15	333
ПЦ + масло	0,50	14	нет	1,25	421
	0,75	17,2	0,8	1,27	562
	1,00	17,8	18,4	1,27	365
	1,25	12,1	54,2	1,39	493
	1,50	13,2	54,3	1,43	538
Примечания: σ – прочность образцов на сжатие; ρ – плотность компаунда					

Как видно из представленных данных, порядок смешения оказывает существенное влияние на физические свойства образцов. Так, в случае использования в качестве поглотителя оксида кальция при массовом соотношении масляная суспензия : полимерная композиция, равном 0,6, последовательное смешение более предпочтительно, чем параллельное. Величина маслоотделения составляет 13,8 и 23,5 % соответственно. В остальных случаях ситуация обратная.

Таблица 2 – Свойства компаундов, полученных последовательным смешением

Тип суспензии	Масл. суспензия/ полимер. композиция	Содержание масла в образце, %	Маслоот-деление, %	ρ, г/см^3	σ, кг/см^2
CaO + масло	0,30	14,1	нет	1,14	474
	0,45	18,2	5,0	1,16	373
	0,60	20,5	13,8	1,17	264
	0,90	16,5	51,6	1,19	210
ПЦ + масло	0,50	14,2	нет	1,25	572
	0,75	17,6	2,3	1,26	401
	1,00	19,2	10,0	1,31	372
	1,50	15,1	45,1	1,42	397

При использовании в качестве поглотителя портландцемента при массовом соотношении масляная суспензия: полимерная композиция, равном 1,0 и более, последовательное смешение также более предпочтительно, чем параллельное.

Прочность всех исследуемых образцов удовлетворяет нормативным требованиям ГОСТ Р 51883-2002 (50 кг/см^2), в 5…10 раз его превышая. В целом наблюдается общая тенденция снижения прочности при увеличении содержания масла в компаунде.

Плотность компаундов изменялась в диапазоне от 1,11 до 1,21 г/см^3 для серии образцов с оксидом кальция и от 1,25 до 1,43 г/см^3 для образцов с портландцементом.

При выборе оптимального состава композиции особое внимание уделяли двум величинам: маслонаполнению и маслоотделению. Маслонаполнение должно быть максимальным при минимальном маслоотделении. Поэтому последующий комплекс испытаний проводили для составов, включающих маслосодержащую суспензию оксида кальция и портландцемента в соотношении с полимерным материалом, равном 0,45 и 0,75 соответственно. При этом использовали параллельное смешение, а твердение образцов осуществляли в кубических формах.

Полученные кубические образцы имели несколько большую прочность (в 1,4…1,5 раза), нежели цилиндрические (около 575 кг/см^2 для обоих составов), при том, что плотность их была аналогична плотности цилиндрических (1,16…1,18 и 1,26…1,28 г/см^3). Последнее указывает, что разница в прочности не связана с наличием пустот в материале и зависит от формы испытуемых образцов.

Испытания композиций на устойчивость к нагреванию показали, что в диапазоне от 50 до 230 °С масловыделения не наблюдается. Однако по отношению к открытому огню образцы продемонстрировали невысокую стойкость – под воздействием открытого пламени матрицы не загорались в течение 11…17 сек. На рисунке 2 показан эксперимент.

В таблице 3 представлены результаты эксперимента гидролитической устойчивости компаундов.

Таблица 3 – Результаты теста гидролитической устойчивости образцов

Тип суспензии	Масл. суспензия/ полимер. композиция	Время, сут.	Скорость выщела-чивания, г/(см^2·сут.)	Степень выщела-чивания, %
CaO + масло	0,45	1	$5{,}13\cdot10^{-5}$	$0{,}65\cdot10^{-2}$
		3	$1{,}67\cdot10^{-5}$	$1{,}07\cdot10^{-2}$
		7	$1{,}39\cdot10^{-5}$	$1{,}78\cdot10^{-2}$
		14	$1{,}15\cdot10^{-5}$	$2{,}33\cdot10^{-2}$
ПЦ + масло	0,75	1	$8{,}51\cdot10^{-5}$	$0{,}97\cdot10^{-2}$
		3	$1{,}66\cdot10^{-5}$	$1{,}35\cdot10^{-2}$
		7	$1{,}54\cdot10^{-5}$	$2{,}05\cdot10^{-2}$
		14	$1{,}09\cdot10^{-5}$	$2{,}58\cdot10^{-2}$

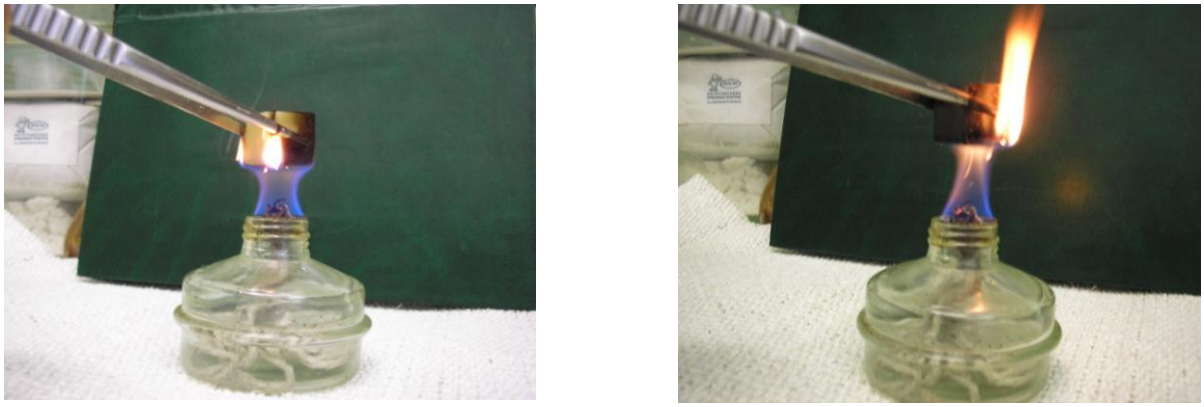


Рисунок 2 – Тест на устойчивость матриц к воздействию открытого пламени

Результаты тебстирования свидетельствуют о высокой прочности фиксации масла в обеих матрицах. Скорость выщелачивания на 14-е сутки для компаундов составила $1{,}15 \cdot 10^{-5}$ и $1{,}09 \cdot 10^{-5}$ г/(см^2·сут.) соответственно, степень выщелачивания не превысила 0,03 %.

Таким образом, в ходе экспериментов установлена возможность включения отработанных адсорбентов (оксида кальция и портландцемента) в эпоксидную матрицу в количестве 31 и 43 % по массе, соответственно (около 18 % в пересчете на масло) без существенного маслоотделения при твердении. Результаты испытаний продемонстрировали высокую химическую, прочностную и температурную стойкость образцов.

Установлено, что прочность компаундов в 5-10 раз превышает требования ГОСТ Р 51883-2002. Показано, что используемые матрицы способны надежно фиксировать масло в компаунде в диапазоне температур от 50 до 230 °С. Тестирование образцов на выщелачивание свидетельствует о высокой химической стойкости матричных композиций – степень выщелачивания масла за 14 суток не превышает 0,03 %.

Таким образом, проведенные исследования показали перспективность использования композиций на основе эпоксидной смолы для иммобилизации маслосодержащих суспензий с отработанными адсорбентами.

Список литературы

1 Козлов П.В., Слюнчев О.М. / Цементирование отработанных радиоактивно загрязненных масел / Вопросы радиационной безопасности. – 2010. – № 2. С. 38-47.

2 Патент РФ № 2317605, опубликован 20.02.2008.

РАДИАЦИЯ КАК НЕОТЪЕМЛЕМАЯ ЧАСТЬ ЖИЗНИ ЧЕЛОВЕКА

Коновалов П.И.
МОУ «Средняя общеобразовательная школа № 90», г. Северск
E-mail: Joga1993@rambler.ru

Введение

С давних времен человек совершенствовал себя, как физически, так и умственно, создавая и совершенствуя орудия труда. Постоянная нехватка энергии заставляла человека искать и находить новые ее источники, использовать их, не заботясь о будущем. Один из примеров – паровой двигатель, создание которого побудило человека к постройке огромных фабрик, что, в свою очередь, повлекло мгновенное ухудшение экологии в городах. Другим примером служит создание каскадов гидроэлектростанций, затопивших огромные территории и изменившие до неузнаваемости экосистемы отдельных районов. В конце XIX в. Пьером и Марией Кюри было открыто явление радиоактивности, благодаря которому был совершен существенный прорыв в области медицины и в различных отраслях промышленности, включая энергетику.

Среди вопросов, представляющих научный интерес, немногие приковывают к себе столь постоянное внимание общественности и вызывают так много споров, как вопрос о действии радиации на человека и окружающую среду. К сожалению, достоверная научная информация по этому вопросу очень часто не доходит до населения, которое пользуется всевозможными слухами. Слишком часто аргументация противников атомной энергетики опирается исключительно на чувства и эмоции. Столь же часто выступления сторонников ее развития сводятся к мало обоснованным успокоительным заверениям.

Радиоактивность следует рассматривать как неотъемлемую часть нашей жизни, но без знания закономерностей процессов, связанных с радиационным излучением, невозможно реально оценить ситуацию.

Радиация

Радиация – излучение энергии ядрами атомов в виде частиц или электромагнитных волн.

Она существовала на Земле задолго до зарождения на ней жизни и присутствовала в космосе еще до возникновения самой Земли. Все живое на Земле возникло и развивалось в условиях воздействия ионизирующей радиации, которая стала постоянным спутником человека. Радиоактивные материалы вошли в состав Земли с самого ее зарождения. Даже человек радиоактивен, так как в любой живой ткани присутствуют радиоактивные вещества природного происхождения. За сто лет изучения радиации ученые накопили большой опыт в этой области. Как это не покажется на первый взгляд странным, но действие радиации на человека изучено лучше, чем действие многих других факторов физической или химической природы.

В 1896 году французский ученый *Анри Беккерель* случайно обнаружил, что после продолжительного соприкосновения с куском минерала, содержащего уран, на фотографических пластинках после проявки появились следы излучения. Позже этим явлением заинтересовались *Мария Кюри* и *Пьер Кюри*. В 1898 году они обнаружили, что в результате излучения уран превращается в другие элементы, которые молодые ученые назвали полонием и радием. К сожалению люди, профессионально занимающиеся радиацией, подвергали свое здоровье, и даже жизнь, опасности из-за частого контакта с радиоактивными веществами. Несмотря на это исследования продолжались, в результате которых человечество располагает весьма достоверными сведениями о процессе протекания реакций в радиоактивных массах, в значительной мере обусловленных особенностями строения и свойствами атома.

Различают несколько видов излучения:

- *альфа-частицы* – положительно заряженные ядра гелия;
- *бета-частицы* – обычные электроны;
- *гамма-частицы* – высокоэнергетические фотоны, обладающие высокой проникающей способностью;
- *нейтроны* – электрически нейтральные частицы, возникающие в основном при ядерных взаимодействиях, происходящих в атомных реакторах;
- *рентгеновские лучи* – похожи на гамма-излучение, но имеют меньшую энергию. Кстати, Солнце – один из естественных источников таких лучей, но защиту от солнечной радиации обеспечивает атмосфера Земли.

Основную часть облучения население земного шара получает от *естественных* источников радиации. Большинство из них таковы, что избежать облучения от них совершенно невозможно. Облучению от естественных источников радиации подвергается любой житель Земли, однако одни из них получают большие дозы, чем другие. Это зависит, в частности, от того, где они живут. Уровень радиации в некоторых местах земного шара, там, где залегают радиоактивные породы, оказывается значительно выше среднего, а в других местах – соответственно ниже. Доза облучения зависит также от образа жизни людей. Применение некоторых строительных материалов, использование газа для приготовления пищи, открытых угольных жаровен, герметизация помещений и даже полеты на самолетах – все это увеличивает уровень облучения за счет естественных источников радиации. Земные источники радиации в сумме ответственны за большую часть облучения, которому подвергается человек за счет естественной радиации.

Человек подвергается облучению двумя способами. Радиоактивные вещества могут находиться вне организма и облучать его снаружи; в этом случае говорят о *внешнем* облучении. Или же они могут оказаться в воздухе, которым дышит человек, в пище или в воде и попасть внутрь организма. Такой тип облучения называют ***внутренним.***

Естественная радиоактивность

Естественная радиация была всегда: до появления человека, и даже нашей планеты. Радиоактивно все, что нас окружает: почва, вода, растения и животные. В зависимости от региона планеты уровень естественной радиоактивности может колебаться от 5 до 20 микрорентген в час. В связи с тем, что повлиять на естественный уровень радиации мы практически не можем, нужно стараться максимально оградить себя от факторов, приводящих к значительному превышению допустимых значений.

Откуда же берется естественная радиоактивность? Существует три основных источника:

1 Космическое излучение и солнечная радиация – это источники колоссальной мощности, которые в мгновение ока могут уничтожить и Землю, и все живое на ней. К счастью, от этого вида радиации у нас есть надежный защитник – атмосфера. Впрочем, интенсивная человеческая деятельность приводит к появлению озоновых дыр и истончению естественной оболочки, поэтому в любом случае следует избегать воздействия прямых солнечных лучей.

Ученые отмечают, что именно с проявлением космической радиации связаны частые случаи бесплодия у стюардесс, которые основное рабочее время проводят на высоте более десяти тысяч метров. Впрочем, обычным гражданам, не увлекающимися частыми перелетами, волноваться о космическом излучении не стоит.

2 Излучение земной коры. Помимо космического излучения радиоактивна и сама наша планета. В ее поверхности содержится много минералов, хранящих следы радиоактивного прошлого Земли: гранит, глинозем и т.п. Сами по себе они представляют опасность лишь вблизи месторождений, однако человеческая деятельность ведет к тому, что радиоактивные частицы попадают в наши дома в виде стройматериалов, в атмосферу после сжигания угля, на участок в виде фосфорных удобрений, а затем и к нам на стол в виде продуктов питания.

3 Радон – это радиоактивный инертный газ без цвета, вкуса и запаха. Он в 7,5 раз тяжелее воздуха, и, как правило, именно он становится причиной радиоактивности строительных материалов. Радон активно поступает в наши дома с бытовым газом, водопроводной водой (особенно, если ее добывают из очень глубоких скважин), или же просто просачивается через микротрещины почвы, накапливаясь в подвалах и на нижних этажах. Снизить содержание радона, в отличие от других источников радиации, очень просто: достаточно регулярно проветривать помещение и концентрация опасного газа уменьшится в несколько раз.

Искусственная (техногенная) радиоактивность

В отличие от естественных источников радиации, искусственная радиоактивность возникла и распространяется исключительно силами людей. К основным техногенным радиоактивным источникам относят ядерное оружие, промышленные отходы, АЭС, медицинское оборудование, предметы старины, вывезенные из «запретных» зон после аварии Чернобыльской АЭС, некоторые драгоценные камни. Радиация может попадать в наш организм как угодно, часто виной этому становятся предметы, не вызывающие у нас никаких подозрений. Существует огромное количество общеупотребительных предметов, являющихся источником облучения. Например, часы со светящимся циферблатом, компасы, телефонные диски, прицелы.

Основной вклад в загрязнение от искусственных источников вносят различные медицинские процедуры и методы лечения, связанные с применением радиоактивности. Основной прибор, без которого не может обойтись ни одна крупная клиника – рентгеновский аппарат, но существует множество других методов диагностики и лечения, связанных с использованием радиоизотопов. Облучение в медицине не столь опасно, если им не злоупотреблять.

Следующий источник облучения, созданный руками человека – радиоактивные осадки, выпавшие в результате испытания ядерного оружия в атмосфере.

В результате взрыва часть радиоактивных веществ выпадает неподалеку от полигона, часть задерживается в тропосфере и затем в течение месяца перемещается ветром на большие расстояния, постепенно оседая на землю, при этом оставаясь примерно на одной и той же широте. Однако большая доля радиоактивного материала выбрасывается в стратосферу и остается там более продолжительное время, также рассеиваясь по земной поверхности.

Одним из наиболее обсуждаемых сегодня источников радиационного излучения является атомная энергетика. Процесс производства энергии из ядерного топлива сложен и проходит в несколько стадий.

Ядерный топливный цикл начинается с добычи и обогащения урановой руды, затем производится само ядерное топливо, а после отработки топлива на АЭС иногда возможно

вторичное его использование через извлечение из него урана и плутония. Завершающей стадией цикла является, как правило, захоронение радиоактивных отходов.

На каждом этапе происходит выделение в окружающую среду радиоактивных веществ. Кроме того, серьезной проблемой является захоронение радиоактивных отходов, которые еще на протяжении тысяч и миллионов лет будут продолжать служить источником загрязнения.

Жизнь по соседству с радиацией

На востоке Крыма существует угроза радиоактивного заражения. В окрестностях Керчи под землей находятся корпуса стратегических бомбардировщиков, которые участвовали в испытаниях ядерных бомб на Семипалатинском полигоне. По данным экологов, уровень радиации на месте захоронения многократно превышает допустимую норму.

Однако секретный объект практически не охраняется. Местные жители собирают там металлолом, охотятся на зайцев и ходят по грибы. Территория за колючей проволокой – любимое место для игр детей. По словам врачей, у половины местных школьников увеличена щитовидная железа.

По мнению профессора Брянского государственного университета Владимира Михалева, доктора медицинских наук, на многих детей, живущих в пострадавших от Чернобыльской аварии районах, радиация оказала стимулирующее воздействие. Он в течение нескольких лет изучал развитие детей, как в Чернобыльской зоне, так и в незараженных местах. По его словам, исследования показывают, что многие ребята из пострадавших районов стали расти быстрее, они живее реагируют на раздражители, а ум их более подвижный. Иммунная система у них мощнее, чем у сверстников из других мест.

Не только человек приспосабливается к жизни в зонах повышенной радиоактивности. Недавно учеными Медицинского колледжа имени Альберта Эйнштейна были обнаружены грибы, способные существовать за счет радиации. Черные грибы, обнаруженные непосредственно на стенах разрушенного чернобыльского реактора, питаются, используя в качестве источника энергии исключительно радиоактивное излучение.

Радиация в медицине

1 Метод меченых атомов

За последнюю четверть века радиация проникла во многие области человеческой деятельности, в том числе и в медицину. В биологических и медицинских исследованиях, а также в практической медицине ионизирующие излучения применяют шире, чем во многих других областях. Можно сказать, что некоторые современные биологические науки (такие, как биохимия, многие разделы физиологии и некоторые другие) не могут существовать и развиваться без методов, связанных с применением радиации. Наиболее молодая биологическая наука – молекулярная биология, не могла возникнуть без применения этих методов. Один из таких широко распространенных методов – метод меченых атомов. Мечеными атомами могут служить искусственные радиоактивные изотопы. Если ввести радиоактивные изотопы в состав соединений, а затем в живой организм, то их поведение в организме не отличается от поведения стабильных атомов, но излучение послужит меткой, которая даст возможность следить за их судьбой. Вводят радиоактивные изотопы в очень небольших количествах, так что их излучение не влияет на организм.

Меченые атомы послужили в исследованиях обмена веществ своеобразной «машиной времени». Они помогли узнать не только, какие химические преобразования происходят в организме, но и как скоро они происходят. Стало возможным изучить динамику процессов, ввести критерий времени.

2 Облучение Бетатроном в Томске

Томская школа онкологии – одна из лучших в России. Именно томичи начали облучать онкологически больных пациентов непосредственно во время операции. Это новая методика, которая не используется нигде в мире. Это большой шаг вперед и, как показали исследования, она дает прекрасные результаты. Для облучения необходим специальный прибор Бетатрон, изобретенный томскими физиками. Бетатрон – излучатель бета-частиц и быстрых электронов. Его устанавливают непосредственно в операционную. В нужный момент врачи покидают операционную, и прибор начинает действовать. Для наблюдения за пациентом в операционной установлена специальная камера.

Томская технология облучения вызвала большой интерес у онкологов мира. Уже побывали в Томске представители КНР и Италии, в ближайшее время томский Бетатрон установят в клиниках этих стран. А в Томском НИИ Интроскопии, где когда-то прибор придумали, работают над новым проектом. Излучатель нового поколения будет намного мощнее прежнего.

3 Нейтронная терапия онкологических заболеваний

В последнее время успехи в области лечения онкологических заболеваний связаны с применением ионизирующего излучения. Опухоль подвергается облучению γ-частицами в течение ряда сеансов, с различных направлений, чтобы снизить лучевую нагрузку на здоровые ткани, лежащие на пути к ней. Однако целый ряд опухолей является устойчивым к воздействию γ-излучения, включая некоторые виды опухолей мозга. Для их лечения применяются потоки тяжелых частиц – протонов и нейтронов, разрушающих клетки тканей на своем пути просто за счет высокой кинетической энергии. Нейтронная терапия, то есть облучение злокачественных новообразований потоками нейтронов, достигла значительных успехов. В результате лечения облучением нейтронами значительный процент больных впервые получают шанс на выздоровление. Применение нейтронной терапии существенно улучшает результаты лечения и других онкологических заболеваний.

Заключение

В своем докладе я хотел показать взаимосвязь жизни человека и радиации. Человек – кузнец своего счастья, и поэтому, если он хочет жить и выживать, то должен научиться безопасно использовать этого «джина из бутылки» под названием радиация. Если человек научится управлять им без вреда для себя и всего окружающего мира, то он достигнет небывалого рассвета цивилизации.Мы не имеем права и возможности уничтожить основной источник радиационного излучения, а именно природу. Кроме того, мы не можем и не должны отказываться от тех преимуществ, которые нам дает наше знание законов природы и умение ими воспользоваться.

Список литературы

1 Холл Э. Дж. – Радиация и жизнь – М.: Медицина, 1989.
2 Широков Ю.М. Практикум по ядерной физике – М.: Изд-во МГУ, 1980.
3 Большая Советская энциклопедия. Электронное издание. – М., 2003.
4 http://www.dozimetr.biz.

ИССЛЕДОВАНИЯ РАСПРОСТРАНЕНИЯ И ФОКУСИРОВКИ ИМПУЛЬСНЫХ АКУСТИЧЕСКИХ СИГНАЛОВ В УСЛОВИЯХ МЕЛКОЙ ВОДЫ

Лапшина Н.С.[1], Беляков В.Ю.[1], Касьянов Д.А.[2], Курин В.В.[3]
[1]ФГУП «ФНПЦ НИИИС им. Ю.Е. Седакова», г. Н. Новгород
[2]ФГНУ «НИРФИ», г. Н. Новгород
[3]ГОУ ВПО «ННГУ им. Н.И. Лобачевского», г. Н. Новгород
E-mail: lapshina_ns@mail.ru

Анализ акустических полей в океане на трассах длиной порядка сотен и тысяч километров является одной из классических задач теории распространения волн. Постоянный интерес к этой тематике, который с течением времени лишь усиливается, связан с тем, что, методы акустического зондирования рассматриваются как один из основных инструментов мониторинга климатических вариаций температурных полей Мирового океана. Кроме этого, акустическое зондирование позволяет томографическими методами реконструировать плавные неоднородности полей скорости звука в толще Мирового Океана. Настоящая работа направлена на развитие научно-технических основ акустической гидролокации, которые в дальнейшем могут быть использованы в решении пространственно-ориентированных задач объектов атомной энергетики, имеющих собственные акватории.

Для решения проблемы дисперсионного расплывания импульсных сигналов и уменьшения отношения сигнал/шум в мелком море используется метод согласованной фильтрации и акустическая томография. Однако удовлетворительных результатов они не дают. В качестве альтернативы вышеуказанным методам предлагается использовать подход, основанный на временном обращении сигналов (*Time-Reversal Acoustic*) [1].

Было выполнено численное моделирование фокусировки сигналов методом обращения во времени в условиях мелкого моря. Устройство временного обращения волн включает в себя пробный источник сигнала (ПИ), находящийся в водной толще, и вертикальную

приемопередающую антенну. Сигнал, пришедший от ПИ, регистрируется на приемопередающей антенне, затем он обращается во времени и излучается обратно в среду. После этой процедуры фокусировка наблюдается на окружности с радиусом равным расстоянию от ПИ до вертикальной антенны. В реальных условиях под ПИ подразумевается некий пассивный объект, который переотражает сигнал от антенны. Именно с этим сигналом далее и проводится операция обращения времени.

Было выполнено численное моделирование фокусировки сигналов методом обращения во времени в условиях мелкого моря. Расчеты проводились для изоскоростного маломодового волновода постоянной глубины H=100м, ограниченного сверху свободной поверхностью и снизу жестким дном, пробный источник располагался в водной толще. Моделирование проходило на низких звуковых частотах. Приемопередающая антенна располагалась в начале координат.

Для описания поля в волноводе использовалось модовое представление [2]. Поле каждой моды, создаваемое сигналом ПИ на k-ом элементе приемопередающей антенны, представимо в виде:

$$p_{kn} = \sin(\alpha_n z_{пи}) \sin(\alpha_n z_k) \exp(-i\zeta_n r_{пи,k} - i\omega t),$$

где ω – частота сигнала, α_n и ζ_n поперечное и продольное волновые числа моды номера n соответственно, $r_{пи,к}$ – расстояние от ПИ до каждого элемента приемопередающей антенны, $z_{пи}$ – вертикальная координата местоположения ПИ, $z_к$ – заглубление каждого элемента антенны.

Полное поле на каждом элементе приемопередающей антенны представлялось в виде суммы по всем модам:

$$P(n) = \sum_n p_{kn}(z, r_{пи,k}).$$

Поле в любой точке после переизлучения определялось выражением:

$$P(z,r) = \sum_k \sum_n \sum_m P(n) \sin(\alpha_m z_k) \sin(\alpha_m z) \exp(i\zeta_m r + i\omega t),$$

где m – номер моды обращенного поля.

В этом случае каждая переизлученная мода номера n возбуждала весь модовый спектр волновода с соответствующими весовыми коэффициентами.

Фокусировка монохроматических и широкополосных звуковых полей была смоделирована как для монопольной, так и для многоэлементной приемопередающей антенны. В случае антенны, состоящей из единственного элемента, фокусировка не наблюдается ни для тонального, ни для широкополосного сигнала. На рисунке 1 представлен результат фокусировки монополем, расположенным в середине водной толщи, ПИ находился на глубине 50 м и расстоянии 5 км от антенны. Тогда как для девятиэлементной антенны фокусировка наблюдалась не только в широкополосном режиме, но и при монохроматическом излучении. На рисунке 2 показана фокусировка приемопередающей антенной (межэлементное расстояние 10 м).

Также рассматривалась модель селективного переизлучения моды номера n. В этом случае фокусировка возможна и для монополя, как в тональном и широкополосном режиме излучения. Показано, что отношение сигнал/шум при использовании данной модели выше на 6 дБ.

Показана возможность построения современных гидроакустических методов мониторинга водных пространств и акваторий с использованием фокусировки тональных и широкополосных сигналов методом обращения времени.

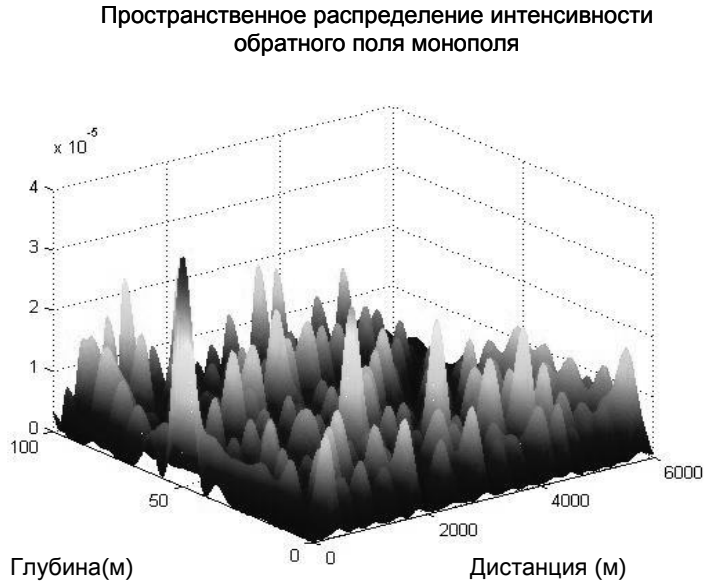


Рисунок 1 – Результат фокусировки одним приемопередатчиком, расположенным на глубине 50 м, для монохроматического сигнала. ПИ находился на глубине 50 м и расстоянии 5000 м от антенны

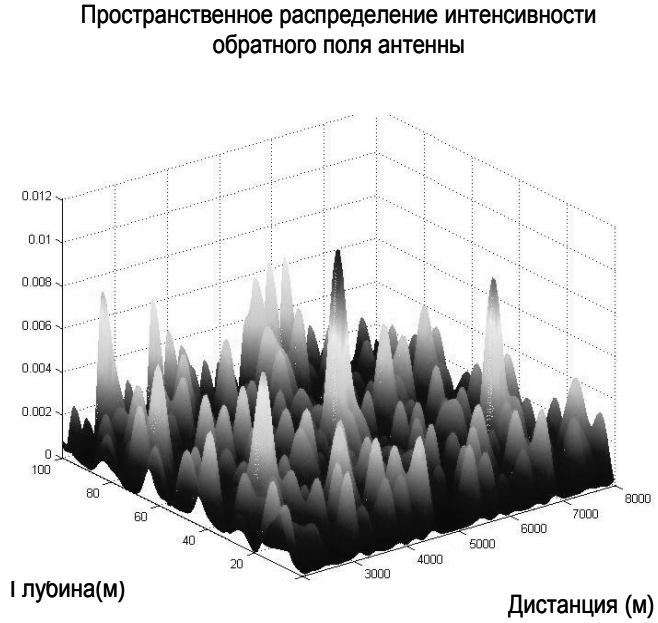


Рисунок 2 – Результат фокусировки многоэлементной приемопередающей антенной (9 элементов, расположенных на расстоянии 10 м друг от друга) для монохроматического сигнала. ПИ находился на глубине 50 м и расстоянии 5000 м от антенны

Список литературы

1 Зверев В.А., Коротин П.И., Стромков А.А. Акустика обращения сигналов в мелком море / Акустика неоднородных сред. Ежегодник Российского акустического общества. Труды научной школы проф. С.А.Рыбака. – Троицк: Тровант, 2007. – Вып. 8. – С. 147.

2 Бреховских Л.М., Лысанов Ю.П. Теоретические основы акустики океана. – Л.: Гидрометеоиздат, 1982. – 264 с.

РАДИАЦИОННО-ГИГИЕНИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА СИСТЕМЫ ВОДООТВЕДЕНИЯ РАДИАЦИОННО-ОПАСНОГО ОБЪЕКТА

Лебедева О.М., Лащенова Т.Н.
ГУП МосНПО «Радон», г. Москва
E-mail: lebedeva-om@yandex.ru; tlaschenova@gmail.com

Водные объекты являются сборником всех поверхностных, в том числе и атмосферных смывов, приемниками сбрасываемых сточных вод, аккумуляторами и транспортерами загрязняющих веществ. Качество поверхностных вод отражает степень загрязнения окружающей среды.

Водоотведение с территории радиационно-опасного объекта формируется из промышленного стока, который составляет около 65 % от общего стока и поверхностных дождевых, талых вод с территории промплощадки – около 35 %. Промышленный сток состоит из производственных вод, прошедших спецводоочистку, сбросных вод котельной и хозфекальных вод.

Все поверхностные воды перед сбросом в систему водоотведения проходят очистку на полях фильтрации и по дренажным канавам собираются в два пруда-отстойника, расположенные на промплощадке предприятия, в первом из которых происходит осаждение основной части взвесей, а во втором – их доосаждение. Затем на территории санитарно-защитной зоны предприятия после смешения поверхностных вод с промышленным стоком осуществляется дополнительная очистка этих вод в каскаде прудов-отстойников, расположенных по течению ручья.

Целью работы является комплексное исследование состояния системы водоотведения радиационно-опасного объекта, эксплуатация которого осуществляется более 50 лет. Проведенные исследования позволили провести радиационно-гигиеническую оценку поверхностной воды и донных отложений системы водоотведения. В работе представлены результаты исследования проб поверхностных вод и донных отложений по следующим радиационным параметрам: суммарное содержание бета-радионуклидов, удельная активность природных ^{40}K, ^{226}Ra, техногенных ^{137}Cs и ^{90}Sr.

Отбор проб и методы исследования

Программа исследования водного бассейна в зоне расположения радиационно-опасного объекта осуществляется по сети пунктов контроля всей системы водоотведения. Отбор проб производится в соответствии с общепринятой методикой осуществления радиационного мониторинга окружающей среды по «Программе радиационного мониторинга окружающей среды и населения» [2]. Отбор проб поверхностной воды проводился ежедневно, а донных отложений дважды в год в течение шести лет. Исследовалось более 3 тысяч проб.

Для определения радиационных параметров проб использовали высокочувствительные радиометрические и спектрометрические приборы с применением радиохимических методов концентрирования и выделения изотопов [2].

Суммарная альфа- и бета-активность донных отложений измерена на низкофоновом полупроводниковом радиометре УМФ-2000. Радионуклидный состав гамма-излучателей определялся на сцинтилляционном спектрометре с детектором на основе NaI (Tl) размером 100×450 мм с со свинцовым колодцем, с использованием программного обеспечения «Прогресс». Геометрия сосуда для измерения – пластмассовый стакан диаметром 50 мм, продолжительность измерения 3600 с, основная погрешность не превышала ± 30 %. Предел обнаружения составляет 2 Бк для ^{137}Cs; 30 Бк – ^{40}K; 6 Бк – ^{226}Ra; 5 Бк – ^{232}Th. Энергетический диапазон 300…3000 кэВ. Нижний предел определения активности радионуклидов, Бк/кг: ^{137}Cs – 1,5; ^{226}Ra – 5; ^{232}Th – 5; ^{40}K – 40.

Содержание гамма-излучателей определяли с помощью спектрометра на основе HP Ge детектора с относительной эффективностью 100 %, бета- и альфа-излучатели – на жидкосцинтилляционном спектрометре TRI-CARB 2550 TR/AB (США, Canberra-Packard). Для определения суммарной бета-активности водный раствор объемом 2 дм^3 концентрировали до сухих солей и далее проводили измерение. Для определения изотопного состава применяли радиохимическое выделение изотопов из проб большого объема (50…200 дм^3) методом динамической сорбции с помощью селективных сорбентов. Уровни чувствительности: по альфа-излучателям $<10^{-4}$ Бк/дм^3, по гамма/бета-излучателям – $<10^{-3}$ Бк/дм^3. Минимальное детектируемое значение объемной активности: по ^{137}Cs (с погрешностью не превышающей 30 % при доверительной вероятности P = 0,95) при объеме пробы 100 дм^3 составляет: $1{,}5\cdot10^{-3}$ Бк/дм^3 – при времени измерения 3 часа, $5\cdot10^{-4}$ Бк/дм^3 – при времени измерения 16 часов.

Механический состав донных отложений определялся с помощью «мокрого метода», суть которого заключается в том, что растертые пробы донных отложений увлажняли и перемешивали до тестообразного состояния. Затем из подготовленного материала скатывали шнур толщиной 3 мм и сворачивали кольцо диаметром 2…3 см, по виду кольца судили о механическом составе.

Радиационно-гигиеническая оценка поверхностной воды и донных отложений выполнялась в соответствии с требованиями радиационной безопасности, изложенными в НРБ-99/2009, ОСПОРБ-99, МУ 2.6.1.1981-05 МР № 11-2/42-09.

Результаты исследований

Исследование параметров поверхностной воды показало, что pH в летний период оставалась слабо-щелочной, изменяясь в пределах 7,3…8,2 при среднем значении 7,9±0,2. Результаты определения удельного содержания радионуклидов, присутствующих в пробах воды в значимых количествах, представлены в таблице 1.

Как видно из таблицы 1, в воде присутствуют природные ^{40}K, ^{226}Ra и техногенные ^{137}Cs и ^{90}Sr радионуклиды, которые выявлены в поверхностной воде на выходе с территории радиационно-опасного объекта. Гигиеническая оценка результатов показала, что содержание радионуклидов на 1-3 порядка ниже установленных нормативов для питьевой воды [1].

Донные отложения, являясь депонирующей средой, служат индикатором долговременного техногенного воздействия.

Таблица 1 – Содержание радионуклидов в поверхностной воде системы водоотведения радиационно-опасного объекта

Параметр	Удельная активность радионуклидов, Бк/дм^3					Доля от УВ*
	Диапазон значений	Выход с территории предприятия	Водоем-приемник сточных вод	Среднее	Ст.откл.	
^{137}Cs	0,02…0,14	0,11	0,10	0,07	0,02	0,01
^{90}Sr	0,03…0,51	0,19	0,09	0,20	0,13	0,04
^{226}Ra	0,01…0,27	0,08	0,04	0,10	0,07	0,21
^{40}K	0,02…0,54	0,27	0,10	0,27	0,14	0,32
Σβ	0,03…0,78	0,71	0,26	0,59	0,49	0,59
Примечание: *УВ – уровень вмешательства по содержанию радионуклидов в питьевой воде, НРБ-99/2009						

Содержание радионуклидов в донных отложениях действующими санитарно-законодательными документами не нормируется. Измерение радиационных параметров донных отложений, показало (табл. 2), что во всех пробах присутствуют природные ^{40}K, ^{226}Ra, ^{232}Th и техногенные ^{137}Cs и ^{90}Sr.

Таблица 2 – Радиационные параметры донных отложений системы водоотведения радиационно-опасного объекта

Параметр	Удельная активность радионуклидов, Бк/кг				
	^{137}Cs	^{40}K	^{232}Th	^{226}Ra	^{90}Sr
Диапазон значений	15-1450	275-710	10-50	10-80	50-250
Среднее (σ)	310(260)	490(140)	20 (10)	50(40)	145(105)
Доля от уровня контроля	0,30*	0,85**	0,83**	1,00**	0,15*
Примечание: * – МЗУА радионуклидов для техногенных радионуклидов НРБ-99/2009 [1]; ** – средние значения содержания природных радионуклидов для Московского региона, принятые как фоновые [5]					

Содержание **техногенных** радионуклидов в донных отложениях сравнили с МЗУА [1] и получили, что содержание ^{137}Cs в донных отложениях составляет 0,30 МЗУА; ^{90}Sr – 0,15 МЗУА. Выявили, что такое содержание нельзя отнести к радиоактивным отходам, но эти результаты выше фоновых значений и находятся в доверительном интервале контрольного уровня для данного радиационно-опасного объекта [8].

Из таблицы 2 видно, что среднее содержание **природных** радионуклидов находится на уровне контроля в донных отложениях Московского региона, представленного в документе [5], которое составляет в Бк/кг (^{40}К = 200…700, ^{226}Ra = 10…60, ^{232}Th = 10...30) и составляют в долях от этих значений 0,83; 0,85; 0,95 соответственно для ^{232}Th; ^{40}K; ^{226}Ra. Радиационно-гигиеническую оценку донных отложений по содержанию природных радионуклидов ^{40}K, ^{226}Ra и ^{232}Th провели в сравнении со средними значениями для Московского региона и выявили, что находится на уровне фоновых показателей для данного региона [4],

За период наблюдения 2005-2009 г. средние значения активности радионуклидов в донных отложениях в зоне расположения радиационно-опасного объекта оставались на одном уровне, изменяясь в пределах погрешности измерения (<30 %), что говорит о том, что существующая система очистки от радионуклидов поверхностной воды перед сбросом в систему надежно работает. Величина удельной активности радионуклидов в донных отложениях определяется в зависимости от механического состава отложений и гидродинамическими условиями их образования. Повышение активности характерно для застойных зон и донных отложений, представленных илами.

Выводы

Комплексная радиационная оценка позволила характеризовать современное состояние водного бассейна в районе расположения радиационно-опасного объекта, эксплуатация которого осуществляется более 50 лет, по радиационным параметрам. Установили в воде среднюю удельную активность техногенных ^{137}Cs – 0,07±0,02 и ^{90}Sr – 0,2±0,13 Бк/кг и природных радионуклидов ^{40}K – 0,27±0,14, ^{226}Ra – 0,1±0,07 Бк/кг, которые на 1-3 порядка ниже установленных нормативов для питьевой воды. Установили в донных отложениях среднюю удельную активность техногенных ^{137}Cs 310±260 и ^{90}Sr 145±105 Бк/кг, которые не превышают уровней контроля и природных радионуклидов ^{40}K – 490±140, ^{226}Ra – 50±40, ^{232}Th – 20±10 Бк/кг. В целом качество водных путей по величине радиационных параметров удовлетворяет нормам радиационной безопасности для питьевой воды.

Список литературы

1 Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). СП 2.6.1.2523-09. Издание официальное, Минздрав России. Москва. – 2009.

2 Руководство по методам контроля за радиоактивностью окружающей среды / Под ред. И.А. Соболева, Е.Н. Беляева. – М.: Медицина, 2002. – 432 с.

3 Микляев П.С., Томашев А.В., Охрименко С.Е. и др. // АНРИ. – 2000. – № 1. – С. 17-23.

4 Дмитриев С.А., Коренков И.П., Польский О.Г. и др. // Атомная энергия. – 2006. – Т. 100. – Вып. 3. – С. 225-231.

5 Контрольные уровни обеспечения радиоэкологической безопасности населения г. Москвы. Руководящий документ. ГУП МосНПо «Радон», ФМБЦ им. Бурназяна ФМБА, Ростехнадзор. – М., 2008. – 20 с.

6 МУ 2.6.1.1981-05. Радиационный контроль и гигиеническая оценка источников питьевого водоснабжения и питьевой воды по показателям радиационной безопасности. Оптимизация защитных мероприятий источников питьевого водоснабжения с повышенным содержанием радионуклидов. Методические указания. Минздрав России. – М., 2005. – 31 с.

7 МР № 11-2/42-09. Радиационный контроль питьевой воды. Методические рекомендации. Минздрав России. – М., 2000. – 26 с.

8 ДКУН-НПК-2005. Допустимые и контрольные уровни параметров радиационного контроля для населения и объектов окружающей среды НПК ГУП МосНПО «Радон». – Сергиев Посад, 2005. – 20 с.

9 Кириллов В.Ф., Коренков И.П., Лащенова Т.Н., Соболев А.И. Комплексная гигиеническая и экологическая оценка территории при эксплуатации радиационно-опасных объектов // Медицина труда и промышленная экология. – 2009. – № 3 – С. 1–4.

ИТОГИ ПРОВЕДЕНИЯ МОНИТОРИНГА ОБЪЕКТОВ ЖИВОТНОГО И РАСТИТЕЛЬНОГО МИРА НА КУРСКОЙ АЭС КАК ПОКАЗАТЕЛЬ ЭКОЛОГИЧЕСКОГО БЛАГОПОЛУЧИЯ ПРЕДПРИЯТИЯ

Лесных Т.А.
Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Курская атомная станция», г. Курчатов
E-mail: Les_ta@mail.ru

В 30 км от Курской АЭС расположен центрально-черноземный заповедник имени профессора В.В. Алехина. В апреле 2007г. ЦЧЗ и Курская АЭС заключили между собой протокол о намерениях. Согласно этому документу заповедник и атомная станция обязались сотрудничать в научно-исследовательской и информационной деятельности в области охраны окружающей среды. Сотрудники атомной станции неоднократно бывали на экскурсиях в заповеднике, где можно увидеть девственную степь среднерусской равнины, ознакомиться с видовым разнообразием нетронутых рукой человека ландшафтов. В свою очередь ученые заповедника познакомились с обеспечением ядерной и радиационной безопасности Курской АЭС, ее воздействием на состояние окружающей природной среды и организацией контроля, основными результатами модернизации энергоблоков станции. На центральной усадьбе ЦЧЗ атомной станцией организован пост радиометрического контроля, данные измерений поста заносятся в Летопись природы заповедника.

Статус биосферного Центрально-Черноземный государственный природный биосферный заповедник имени профессора В.В.Алехина получил в 1979 году, в 1998 году удостоен Диплома Совета Европы. В ЦЧБЗ отмечено более 7 тысяч видов живых организмов, на его территории отмечены встречи 23 видов птиц, 9 видов насекомых, 9 видов высших растений и 2 вида грибов, занесенных в Красную Книгу России. По количеству видов, отмеченных после 2000-го года, Центрально-Черноземный биосферный заповедник находится на 50-м месте среди всех заповедников России. На территории заповедника обитает (произрастает) 227 видов животных, растений и грибов, занесенных в Красную книгу Курской области, что составляет 67 % от всего их количества.

В августе 2007 г. Курская АЭС заключила договор с Центрально-Черноземным заповедником на выполнение работы на период 2007-2008 г. по теме: «Изучение и оценка биологического разнообразия флоры и фауны на территории прибрежно-защитной полосы водоема-охладителя I и II очереди Курской АЭС». Данный проект направлен на изучение и оценку состояния биологического благополучия территорий прилегающих к Курской АЭС и интенсивно эксплуатируемых человеком более 30-ти лет, рассматриваемый в дальнейшем как один из ключевых аспектов при проведении экологического мониторинга региона расположения АС.

К научным исследованиям сотрудники ЦЧЗ приступили в октябре 2007г. Основной территорией исследований была определена струенаправляющая дамба пруда-охладителя 1 и 2 очередей Курской АЭС. Ее размеры незначительны, длина всего 6,3 км, а ширина не более 200 метров. Объектами исследования послужили древесно-кустарниковая растительность, виды животных, растений, грибов, включая редкие и находящиеся под угрозой исчезновения в Курской области и Российской Федерации. Полученные результаты по видовому разнообразию растений, мхов, лишайников, грибов и птиц, выявленные на небольшой площади, оказались весьма внушительными и неожиданными для ученых ЦЧЗ и позволили дать объективную, аргументированную оценку влияния атомной станции на природную среду.

В данном докладе в краткой форме представлены основные итоги проведения биологического мониторинга по следующим объектам животного и растительного мира: птицы, растения и грибы. Также в докладе уделяется внимание методам проведения биологического картирования изучаемой территории и систематизации биологических объектов.

Птицы

За период 2007-2008гг. в результате мониторинговых работ отмечены встречи 129 видов птиц. Орнитофауна Курской области насчитывает 274 вида, таким образом, на исследуемой территории зарегистрировано 47 % орнитофауны региона. К редким и малочисленным видам птиц Курской области отнесено 172 вида. На территории исследуемого района отмечено 57 видов редких птиц Курской области. В том числе: 10 видов, занесенных в Красную книгу РФ. В 2008г. на водоеме-охладителе Курской АЭС отмечен новый для Курской области вид птиц – клуша, а после 82 летнего перерыва – большой баклан, усатая синица – вид, занесенный в Красную книгу Курской области.

Орнитофауна окрестностей КуАЭС имеет свои характерные особенности, отличающие ее от орнитофауны других районов Курской области. **Во-первых**, это высокое видовое представительство (11 из 12 видов, встреченных в области) и численность некоторых видов чайковых птиц (черноголовый хохотун, озерная чайка, клуша, серебристая чайка, хохотунья, сизая чайка, речная крачка, черная крачка, белокрылая крачка, белощекая крачка, малая крачка); **во-вторых**, только на этой территории встречается усатая синица – вид, занесенный в Красную книгу Курской области; **в третьих**, это единственное в Курской области место массовой зимовки многих видов водоплавающих и околоводных птиц.

Техногенный водоем-охладитель Курской АЭС образует аналог никогда не существовавших в естественных условиях лесостепи природных экосистем и вносит существенный вклад в разнообразие фауны птиц лесостепной зоны.

Растения

Всего на побережье Курского водохранилища выявлено 526 видов сосудистых растений, относящихся к 295 родам и 83 семействам.

Флора сосудистых растений состоит в основном из широко распространенных в Курской области луговых, болотных, лесных, а также псаммофильных (растущих на песках) видов. Немало также сорных, в т.ч. заносных (адвентивных) травянистых растений и древесных интродуцентов. В то же время на побережье водохранилища выявлен целый ряд редких растений.

Выявлено 13 видов растений из Красных книг России и Курской области, большинство популяций которых отличаются высокой жизнеспособностью. Чрезвычайно интересным является обнаружение на разделительной дамбе и южном берегу Курского водохранилища вида из семейства орхидных Лосняка Лезеля, занесенного в Красную книгу России, который не отмечался в Курской области более 100 лет. Побережье водоема-охладителя I и II очередей КуАЭС является наиболее значимой территорией для сохранения в области другого редкого растения – дремлика болотного, так как здесь встречаются наиболее многочисленные его популяции.

Грибы

Видовое разнообразие грибов, выявленное в процессе обследования прибрежной защитной полосы водоема-охладителя Курской АЭС, составило 105 видов (68 видов макромицетов и 37 видов микромицетов). Из них 4 вида впервые зарегистрированы на территории Курской области. Все виды грибов-макромицетов, отмеченные во время обследования впервые для области, будут рекомендованы для внесения в новое издание Красной книги Курской области.

Обычно в природе каждый вид гриба появляется в свое определенное время, у некоторых бывает 2-3 слоя за сезон, а на обследованной территории наблюдалось обильное и равномерное плодоношение в течение всего вегетационного периода различных видов грибов, сравнимое с плодоношением грибов в теплице.

Обнаружено значительное количество съедобных грибов, таких как белый гриб, подосиновик, подберезовик, опята, волнушки, шампиньоны и другие. Из ядовитых грибов встречены бледная поганка, мухомор красный, волоконница равновершинная и несколько видов паутинников.

Отмечены редко встречаемые в европейской части России грибы: веселка Гадриана, лопастник ямчатый, шапочка коническая и тулостома зимняя, которая обитает в основном на меловых холмах юго-восточных районов области.

Картирование

Одной из основных целей проекта было осуществление наземного картографирования древесно-кустарниковой растительности прибрежной защитной полосы водоема-охладителя I и II очередей Курской АЭС.

Методика картирования древесно-кустарниковой растительности включала несколько этапов:

Подготовка и анализ имеющихся картографических материалов.

GPS-съемка ключевых объектов территории для привязки растровых карт.

Регистрация в среде инструментальной географической информационной системы (ГИС) MapInfo 9.02 спутниковых космических снимков обследуемой территории, полученных с картографического сервиса Google Earth.

Полевые работы, включающие наземное картирование древесно-кустарниковой растительности с перечетом учитываемых особей деревьев и кустарников.

Камеральная обработка материалов, подготовка карт.

При выполнении сплошного наземного картографирования древесно-кустарниковой растительности использовался комбинированный метод, объединяющий GPS-съемку и идентификацию растительных контуров на местности с аналогичными контурами на геопривязанном космическом снимке.

Для одиночных деревьев и кустарников с помощью прибора GPSMAP 76 CSx определялись географические координаты и высота над уровнем моря с целью последовательного формирования массива путевых точек, использованных в дальнейшем для построения точечных тематических карт в ГИС.

Обособленные контуры (заросли) растительности картировались путем обхода с указанным прибором по их периметру. При этом в память GPS-приемника через каждую секунду заносились точки трека (пути). При камеральной обработке в среде ГИС на основе полученных треков (незамкнутых полилиний) формировались полигоны.

В ходе картирования древесно-кустарниковой растительности осуществлялась также фиксация координат прочих природных объектов: сосудистых растений из Красных книг Курской области и России, гнезд птиц, нор млекопитающих, отдельных видов грибов, насекомых, птиц, включая редкие и пр. Выполнено сплошное картографирование зарослей плауна булавовидного – вида из Красной книги Курской области.

Итоги мониторинга

- выявлено 13 видов растений из Красных книг России и Курской области;
- выявлены 10 редких видов лишайников, включая 2 вида, рекомендованные в региональную Красную книгу и 2 вида, впервые обнаруженные в Курской области;
- найдено 9 редких мохообразных, из которых 2 впервые отмечены в Курской области;
- встречены 57 редких видов птиц Курской области, в том числе: 10 видов, внесенных в Красную книгу РФ и 12 видов, внесенных в Красную книгу Курской области;
- при выполнении полевых работ обнаружено 2 редких вида насекомых: богомол обыкновенный – вид из Красной книги Курской области и пчела-плотник – вид из Красной книги России;
- выполнено картирование распространения биологических объектов на исследуемой территории.

Заключение

Результаты биологического мониторинга позволяют утверждать, что влияние атомной станции на природную среду нельзя оценивать как негативное. На обследованной территории обитают разнообразные виды сосудистых растений, мхов, лишайников, птиц и насекомых, включая редкие. На абсолютно техногенных ландшафтах, являющихся производственными объектами атомного гиганта, сформировались уникальные природные сообщества, существование и развитие которых возможно только при сложившейся системе обеспечения экологической безопасности данного предприятия. Существующий на территории прибрежной полосы Курского водохранилища режим и благоприятная экологическая обстановка обеспечивают сохранность многих объектов растительного и животного мира.

В 2009г. между филиалом ОАО «Концерн Энергоатом» «Курская атомная станция» и ФГУ «Центрально-Черноземный государственный природный биосферный заповедник имени профессора В.В. Алехина» сотрудничество было продолжено и заключен договор, направленный на изучение биологического мониторинга окружающей среды на территории санитарно-защитной зоны Курской АЭС.

Полученные в 2009 г. результаты значительно дополнили списки по видовому разнообразию растений, грибов и птиц, составленные за 2007-2008г., что позволит в дальнейшем дать объективную, аргументированную оценку влияния атомной станции на природную среду.

ФОНОВЫЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ ТЕРРИТОРИИ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ МЕХАНИЧЕСКОГО СОСТАВА ПОЧВЫ

Линецкий Е.С., Лащенова Т.Н.
ГУП МосНПО «Радон», г. Москва
E-mail: iio55@mail.ru; tlaschenova@gmail.com

При эксплуатации радиационно-опасных объектов в качестве основного критерия защиты территории предложено использовать контрольные уровни (КУ) по радиационному и химическому фактору, которые устанавливают для всех объектов окружающей среды в зависимости от намерений использования территории с учетом потенциального риска [1]. При расчете контрольных уровней для каждого объекта окружающей среды за основу берут фоновые показатели для территории. В качестве фоновых показателей для конкретной территории можно использовать средние данные экологического мониторинга за последние годы по содержанию радионуклидов во всех объектах окружающей среды. Результаты радиоэкологического мониторинга должны быть представительными и полностью характеризовать территорию.

Целью этого этапа работы является определение фоновых радиоэкологических показателей для почвы зоны наблюдения радиационно-опасного объекта Московского региона в зависимости от механического состава.

Отбор проб и методы исследования

Для анализа отобрали разные по механическому составу представительные для данной территории пробы почвы в количестве 40 шт.

Механический состав почвы определили с помощью «мокрого метода», суть которого заключается в том, что растертую почву увлажняли и перемешивали до тестообразного состояния, при котором почвы наиболее пластичны. Затем из подготовленной почвы скатывали шнур толщиной 3 мм и сворачивали кольцо диаметром 2…3 см, по виду кольца судили о механическом составе [2]. В результате исследования получили, что почвы в основном представлены легкими, средними и тяжелыми суглинками и немного глинами.

Для уточнения минерального состава проб почвы использовали рентгенофазовый анализ, расшифровку дифрактограмм производили по картотеке ASTM и компьютерным программам PC-XRAY, MINFILE и FAZAN. Съемку рентгенограмм проводили на дифрактометре ДРОН-4 (CuK_α-излучение) с диаграммной и цифровой записью результатов. В связи с необходимостью уменьшить фон дифрактограммы при малых углах использовали узкие щели на падающем рентгеновском пучке. Съемка дифрактограмм при диаграммной записи результатов велась со скоростью движения гониометра 0,5 град/мин. Снимались ориентированные образцы в воздушно-сухом состоянии, после прокаливания при 350 °С в течение двух часов, затем при 600 °С в течение одного часа, и далее после сольватации глицерином.

Измерение радионуклидного состава природных и техногенных радионуклидов провели на гамма-спектрометрическом комплексе с полупроводниковым детектором типа ДГДК-125В-3. Диапазон энергий 100…2700 кэВ. Энергетическое разрешение спектрометра по линии 1332 кэВ (^{60}Co) составляет 3,34 кэВ. Погрешность эффективности регистрации не более 10 %.

Результаты исследований

Провели отбор проб почвы, подготовили к измерениям.

Механический состав определили во всех пробах. В результате исследования получили, что почвы в основном представлены легким и средним суглинком, тяжелым суглинком и немного глинами.

Результаты исследования фазового состава проб почвы показали, что во всех образцах обнаружены α-кварц (кварцевый песок), полевые шпаты в виде плагиоклазов и глинистые минералы. Результаты идентификации групп глинистых минералов в пробах почвы показали, что она состоит из минералов группы иллита, каолинита, хлорита и вермикулита. В нескольких образцах в виде следов присутствовали минералы группы монтмориллонита. Провели анализ полученных данных, выявили некоторые закономерности. Глинистая фракция супеси, среднего суглинка, состоит в основном из минералов иллита, каолинита, хлорита. Глинистая фракция тяжелого суглинка и глины, состоит из минералов иллита, каолинита, хлорита и вермикулита.

В пробах почвы определили удельную активность ^{40}K, ^{226}Ra, ^{232}Th и ^{137}Cs.

Провели расчет эффективной удельной активности ($A_{эфф}$) для природных радионуклидов в соответствии с формулой:

$$A_{эфф} = A_{Ra} + 1{,}3A_{Th} + 0{,}09A_K,$$

где A_{Ra} и A_{Th} – удельные активности ^{226}Ra и ^{232}Th, (Бк/кг); находящихся в равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов; A_K – удельная активность ^{40}K, (Бк/кг).

Результаты определения удельного содержания природных и техногенных радионуклидов, присутствующих в пробах почвы, и результаты расчета $A_{эфф}$ представлены в таблице 1.

Проверку результатов измерений на соответствие закону распределения выполнили с помощью программы STATISTICA. Установили, что все выборки по активности радионуклидов в пробах почвы подчиняются нормальному закону распределения, следовательно, рассчитали среднее значение и среднеквадратичное отклонение.

Таблица 1 – Удельная активность радионуклидов в пробах почвы, Бк/кг

Радионуклид	^{40}K	^{137}Cs	^{226}Ra	^{232}Th	$A_{эфф}$
Среднее	638	11	27	36	127
Стандар. откл.	114	4	6	7	39
Минимальное	329	1	18	22	94
Максимальное	810	27	49	53	166

Выявили, что среднее значение активности техногенного ^{137}Cs составило 11±4 Бк/кг. Оно обусловлено Чернобыльскими выпадениями и глобальными ядерными испытаниями.

Выявили, что различия в удельном содержании радионуклидов зависят от минерального состава глинистой фракции.

Для анализа полученного массива данных использовали метод многомерной классификации – кластерный анализ, который позволил выделить однородные группы проб.

Статистические критерии показали, что при уровне значимости $p < 0{,}05$ разница средних между активностями радионуклидов в супесях и легких суглинках недостоверна. Поэтому данные по пробам с подобным составом были объединены в одну выборку – Супесь.

Кластерный анализ данных заключался в том, что все пробы разбили на группы (кластеры) методом Уорда (Ward`s method) используя вычисление сходства методом городских кварталов (Manhattan distances). Кластеризацию проб осуществили с учетом данных радионуклидного состава и представили на рисунке 1.

На дендрограмме выделили 3 кластера.

Получили, что различия в значениях активности естественных радионуклидов (^{40}K, ^{226}Ra и ^{232}Th) и техногенного ^{137}Cs четко привязаны к механическому составу проб. Полученные результаты по удельной активности радионуклидов в зависимости от механического состава почвы представлены в таблице 2.

Оценку состояния территории зоны наблюдения радиационно-опасного объекта по радиационному фактору провели путем сравнением с региональными (фоновыми) показатели почв – средним содержанием радионуклидов в осадочных породах для Московского региона [3].

Таблица 2 – Удельная активность радионуклидов в зависимости от механического состава почвы, Бк/кг

Радионуклид	Супесь	Средний суглинок	Тяжелый суглинок
^{40}K	573±107	620±74	727±47
^{137}Cs	10±4	11±5	12±6
^{226}Ra	24±5	26±3	30±2
^{232}Th	31±6	33±4	40±3
$A_{эфф}$.	116	125	147

Анализ показал, что полученные данные лежат в доверительном интервале для региональных показателей почв и исследованная территория может быть охарактеризована как «чистая» по радиационному фактору. Полученные средние данные радиоэкологического мониторинга для почвы можно использовать в качестве фоновых показателей для данной территории в привязке к механическому составу.

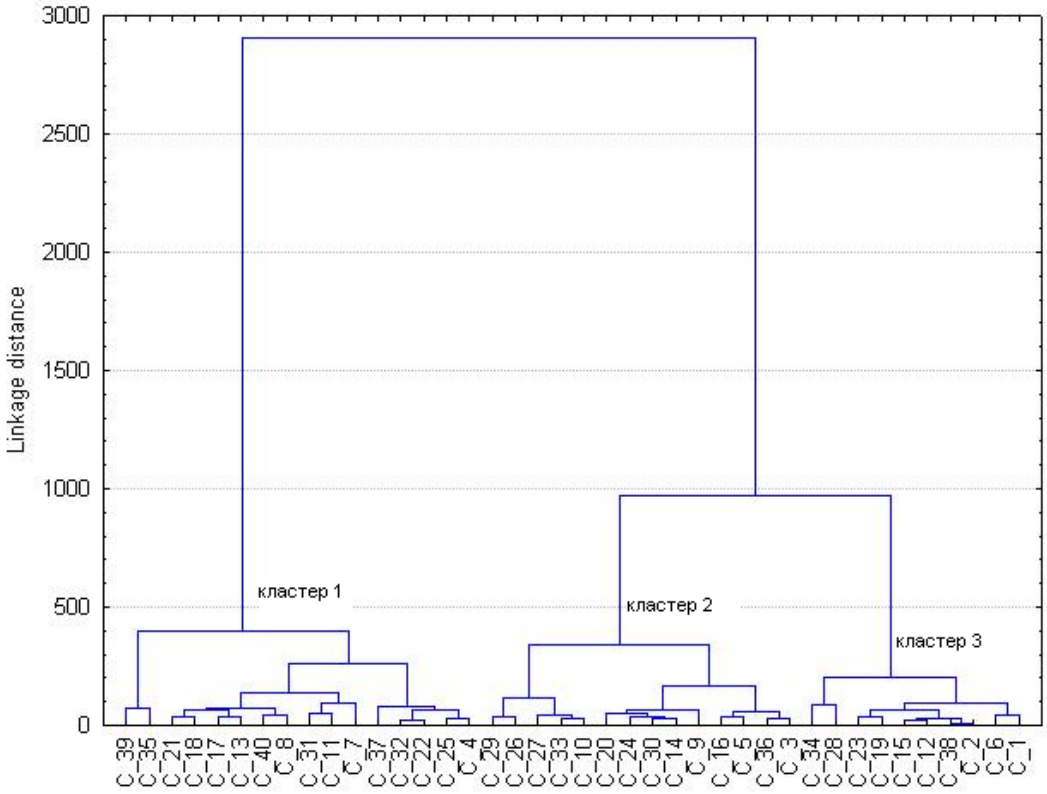


Рисунок 1 – Дендрограмма классификации проб почвы

Для контроля состояния территории на основании фоновых значений можно рассчитать контрольные уровни для почвы по упрощенной формуле:

$$КУ = A_{ср.i} + 2\sigma_i,$$

где КУ – контрольный уровень содержания i-ого радионуклида в почве, Бк/кг; $A_{ср.i}$ – среднее значение содержания i-ого радионуклида в в почве, Бк/кг; σ_i – среднеквадратичное отклонение содержания радионуклидов в почве по i-му радионуклиду, Бк/кг.

Таблица 3 – Уровни контроля радионуклидов в зависимости от механического состава почвы, Бк/кг

Радионуклид	Супесь	Средний суглинок	Тяжелый суглинок
^{40}K	768	787	821
^{137}Cs	18	22	24
^{226}Ra	32	34	34
^{232}Th	41	43	46
$A_{эфф.}$	116	125	147

Выводы

Выполнили радиоэкологическую оценку почвы зоны наблюдения радиационно-опасного предприятия, которая может быть охарактеризована как «чистая». Установили в почве среднюю удельную активность техногенного ^{137}Cs 11±4 Бк/кг и природных радионуклидов ^{40}K – 638±114, ^{226}Ra – 27±6, ^{232}Th – 36±7 Бк/кг, которые являются фоновыми для данной территории. Выявили зависимость содержания естественных и техногенных радионуклидов от механического состава почвы. Эти данные будут использованы при проведении радиоэкологического мониторинга для контроля и защиты территории.

Список литературы

1 Коренков И.П. и др. Комплексная оценка состояния окружающей среды в районе расположения радиационно-опасных объектов / И.П. Коренков, Т.Н. Лащенова, А.И. Соболев // Гигиена и санитария. – 2009. – № 5. - С. 45-50.

2 Добровольский Г.В. Экология почв / Г.В. Добровольский, Е.Д. Никитин. – М.: Изд-во Моск. ун-та. – Наука, 2006. – 364 с.

3 Виноградов А.П. Средние содержания химических элементов в главных типах изверженных горных пород земной коры / А.П. Виноградов // Геохимия. – 1962. – № 7. – С. 555-571.

КРИТЕРИИ ОТНЕСЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ К ОЧЕНЬ НИЗКОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМ

Максимова О.А.[1], Лащенова Т.Н.[1], Коренков И.П.[2]
[1]Российский университет дружбы народов (РУДН), г. Москва
[2]МосНПО «Радон», г. Москва,
E-mail: maximova@sudeco.ru

В Российской Федерации, накоплены огромные количества радиоактивных отходов (РАО), обращение с которыми происходит в зависимости от их категории: отходы, образующиеся в ядерном топливном цикле (ЯТЦ) на всех его стадиях; отходы народного хозяйства (институциональные, медицинские, бытовые и т.п.); отходы, образующиеся при ликвидации радиационных аварий и природных аномалий, загрязненные грунты, промывочные воды, транспортные средства и оборудование и др. Технологии переработки, как правило, определяются уровнем активности РАО.

Рассмотрение критериев для категорирования РАО, активность которых находится ниже критерия отнесения к НАО по требованиям НРБ-99/2009, является целью данной работы.

Во всех странах правила обращения с РАО регламентируются законодательными документами. В настоящее время в МАГАТЭ и странах-членах агентства используются различные классификации РАО, основанные на их физических, химических и радиационных свойствах. Например, в системе категорирования РАО, предложенной МАГАТЭ в 1994 г. (Classification of Radioactive Waste, Safety Series No III-G-1.1, IAEA, Vienna, 1994), отходы подразделяются на освобожденные из-под регулирующего контроля, низкоактивные (НАО), короткоживущие и долгоживущие средней активности (САО), высокоактивные (ВАО). Во многих странах существует разграничение категорий РАО с учетом их физического состояния, тепловыделения, периода полураспада преобладающих радионуклидов и т.д. В России действуют «Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами (СПОРО-2002).

Основным недостатком существующих классификаций является отсутствие прямой связи всех видов РАО с вариантами их изоляции.

На практике при эксплуатации и при выводе из эксплуатации радиационно-опасных объектов (РОО), ликвидации локальных участков радиоактивных загрязнений и проведении дезактивационных работ, образуются большие объемы промышленных отходов и материалов очень низкого уровня радиоактивности, которые уже нельзя отнести к категории «низких радиоактивных отходов».

Но эти отходы не могут быть отнесены и к категории «промышленные отходы», так как имеют радиоактивность выше фоновых значений. Для таких отходов МАГАТЭ предложило ввести понятие «очень низких радиоактивных отходов» (ОНАО). В этом документе классификация отходов, главным образом, основывается на степени изоляции и радиационной защиты, необходимой для гарантии долговременной безопасности РАО. В 2006г. в МАГАТЭ разработан проект руководства по безопасности «Классификация радиоактивных отходов» (IAEA, Safety Standards Series for protecting people and the environment, Classification of Radioactive Waste, Draft Safety Guide No DS 390, 2006-07-03). В качестве основных критериев в новой системе категорирования предлагается использовать периоды полураспада радионуклидов, преобладающих в составе отходов, и уровни их активности. Эти критерии не дают точных количественных границ между различными категориями отходов, их используют для индикации уровня опасности, которую представляют конкретные виды РАО. Новый

подход МАГАТЭ допускает достаточную гибкость при выборе способа захоронения РАО при безусловном соблюдении принципов и критериев безопасности обращения с отходами. В США НАО и САО подразделяются еще на четыре категории. Франция, Испания и Япония ввели категорию очень низкоактивных отходов (ОНАО).

Такой подход принципиально отличается от принятого в России (ОСПОРБ-99, СПОРО-2002), когда границы между различными категориями РАО абсолютизируются. В российских нормативных документах отсутствует освобождение отходов от регулирующего контроля и категория ОНАО, что создает серьезные проблемы при обращении, особенно при захоронении таких отходов. Несовершенство принятой в России классификации радиоактивных отходов часто приводит к использованию консервативных, затратных решений при обращении с РАО.

В России планируется массовый вывод из эксплуатации энергоблоков атомных станций, при этом потребуется захоронить десятки тысяч тонн ОНАО. Для уменьшения радиационного воздействия на окружающую среду при одновременном сокращении затрат целесообразно разработать варианты изоляции ОНАО. Для нормативного обеспечения безопасного обращения с ОНАО разработаны и в 2010 году утверждены Санитарные правила по обращению с ОНАО атомных станций (СП 2.6.6. -2010 «Обеспечение радиационной безопасности обращения с радиоактивными отходами при обращении с промышленными отходами атомных станций, содержащими техногенные радионуклиды»). В основу документа положены рекомендации МАГАТЭ по новой классификации радиоактивных отходов, а также опыт локализации донных отложений брызгальных бассейнов Балаковской АЭС (около 3,9 тыс. т) и иловых отложений очистных сооружений канализации Курской АЭС (1,25 тыс. т).

Однако в этих документах не рассмотрены такие важные моменты, как принципы отнесения отходов к ОНАО, которые образуются не только при эксплуатации АЭС, но и при работе других радиационно-опасных объектов. Не рассмотрены требования ликвидации локальных участков загрязнения, принципы и критерии обеспечения радиационной и токсикологической безопасности населения и охраны окружающей среды при обращении с ОНАО.

В нашей стране основным дозовым пределом является индивидуальная доза облучения населения от техногенных источников, которая не должна превышать 0,01 мЗв/год (10 мкЗв/год). В таком случае этот объект считается радиационно-безопасным и на него не распространяется действие нормативных документов. Достижение величины 0,01 мЗв/год на практике требует значительных экономических затрат и, с учетом социальных факторов, не обосновано. В рекомендациях МКРЗ и МАГАТЭ для техногенных источников предложена доза облучения населения 0,3…1 мЗв/год.

Радиационно-гигиенические требования к обеспечению радиационной безопасности включают требования к квотам облучения населения, к удельной активности РАО, к мощности эффективной дозы γ-излучения и уровням общей загрязненности поверхности отходов. Для комплексной защиты от техногенной нагрузки на окружающую среду необходимо сформулировать и учитывать гигиенические требования к обеспечению химической безопасности.

Согласно проекту документа СП ОПОТР-07, промышленные отходы, содержащие радионуклиды, относятся к ОНАО при выполнении следующих условий:

1) квота дозы облучения населения колеблется от 0,1 до 0,3 мЗв/год – в зависимости от места захоронения ОНАО.

2) удельная активность радионуклидов в РАО позволяет относить их к ОНАО при одновременном выполнении следующих условий:

$$I_1 = \Sigma(A_i / МЗУА_i) \leq 1 \text{ и } I_2 = 1/0{,}3 * \Sigma A_i \geq 1,$$

где A_i – удельная активность i-радионуклида в отходах АЭС, кБк/кг; $МЗУА_i$ – минимально значимая удельная активность i-радионуклида, кБк/кг (приложение П-4 НРБ-99/2009);

3) твердые γ-излучающие отходы считаются очень низкоактивными, если выполняется неравенство:

$$P1 \leq P \leq P2,$$

где P – мощность дозы γ-излучения на расстоянии 0,1 м от поверхности, превышающая фон; P1 = 0,1 мкЗв/ч выше фона; P2 = 1 мкЗв/ч (согласно СПОРО-2002, при превышении этого значения мощности дозы γ-излучения отходы считаются твердыми радиоактивными отходами).

Отходы, для которых P < P1 и/или $I_2 < 1$, освобождаются от радиационного контроля и могут быть захоронены на полигонах промышленных отходов;

4) тонкостенные отходы относятся к ОНАО, если уровень общего (снимаемого и не снимаемого) радиоактивного загрязнения поверхностей β-излучающими радионуклидами Nβ превышает 20, но не более 500 частиц/см^2·мин:

$$20\ \beta\text{-частиц/см}^2\cdot\text{мин} < N_\beta < 500\ \beta\text{-частиц/см}^2\cdot\text{мин}.$$

При этом уровень общего загрязнение α-излучателями N_α превышает 2, но не более 50 частиц/см^2·мин:

$$2 < N_\alpha < 50\ \alpha\text{-частиц/см}^2\cdot\text{мин}.$$

Для трансурановых элементов должно выполняться условие для общего уровня загрязнение

$$0{,}1 < N_{тр} < 5\ \alpha\text{-частиц/см}^2\cdot\text{мин}.$$

Если при этом мощность дозы γ-излучения P > 1 мкЗв/ч и/или уровень радиоактивного загрязнения больше указанных значений, окончательное решение об отнесении отходов к ОНАО принимается на основе данных об их активности и радионуклидном составе;

5) отходы являются потенциально опасными как по радиационному, так и по химическому факторам и это необходимо учитывать при категорировании РАО.

Химическую токсичность компонентов, содержащихся в отходах, можно категорировать в зависимости от удельной концентрации токсикантов и их предельно допустимой концентрации (ПДК) или временных допустимых уровней (ВДУ) при отсутствии ПДК. Для классификации опасности по химическому фактору, можно использовать относительный показатель (ОП) опасности, который определяем как частное от деления фактического содержания веществ в отходах на ПДК и рассчитывается по формуле:

$$ОП = \sum_{1}^{n} \frac{C_i}{C_{ПДК}} \le 1,$$

где C_i– концентрация химического элемента в отходах; $C_{ПДК}$ – предельно-допустимая концентрация химического элемента;

6) комплексный показатель $К_{ОНАО}$, который позволяет относить отходы к ОНАО, оценивается суммой пофакторных (радиационных и химических) оценок и не должен превышать единицу:

$$К_{ОНАО} = (\sum \frac{A_i}{МЗУА} + ОП)/2 \le 1.$$

Этот показатель $К_{ОНАО}$ относится к удельному содержанию радионуклидов и химического элемента в отходах. При этом должно выполняться условие отнесение к ОНАО по мощности эффективной дозы γ-излучения, уровню поверхностного загрязнения, дозовой нагрузке.

Выводы

В работе рассмотрены радиационно-гигиенические и химические требования к критериям отнесения отходов к категории «очень низких радиоактивных отходов» (ОНАО), которые включают требования к квотам облучения населения, к удельной активности РАО, к мощности эффективной дозы γ-излучения и уровням общей загрязненности поверхности отходов, удельному содержанию химических элементов. Радиационно-гигиенические требования к обеспечению радиационной безопасности позволяют сформулировать критерии комплексной защиты от техногенной нагрузки на окружающую среду и обеспечению безопасности населения при обращении с очень низко радиоактивными отходами, образующимися при выводе из эксплуатации радиационно-опасных объектов, ликвидации локальных участков загрязнения. Приводятся радиационные и токсикологические критерии отнесения промышленных отходов, содержащих радионуклиды, к категории очень низких радиоактивных отходов.

Список литературы

1 Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). СП 2.6.1.2523-09. Издание официальное, Минздрав России. Москва. Зарегистрированы в Минюсте России 14 августа 2009. Регистрационный № 14534.

2 СанПиН 2.6.1.24-03 (СП АС-03). Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций. Зарегистрированы в Минюсте России 26 мая 2003. Регистрационный N 4593.

3 Санитарные правила. СП 2.6.6.1168-02. Санитарные правила обращения с радиоактивными отходами. (СПОРО-2002). – СПб.: ДЕАН, 2003.

4 СП 2.6.6.-2010. Обеспечение радиационной безопасности при обращении с промышленными отходами атомных станций, содержащими техногенные радионуклиды. Зарегистрированы в Минюсте России 1 июня 2010.

5 Коренков И.П., Лащенова Т.Н., Соболев А.И. Комплексная оценка состояния окружающей среды в районе расположения радиационно-опасных объектов // Гигиена и санитария. – 2009. – № 5. – С. 45-50.

6 Кириллов В.Ф., Коренков И.П., Лащенова Т.Н., Соболев А.И. Комплексная гигиеническая и экологическая оценка территории при эксплуатации радиационно-опасных объектов // Медицина труда и промышленная экология. – 2009. – № 3. – С. 1-4.

РАСПРОСТРАНЕНИЕ КОМПОНЕНТОВ-ТРАССЕРОВ В ПЛАСТАХ-КОЛЛЕКТОРАХ ПОЛИГОНА ЗАХОРОНЕНИЯ ЖРО

Мальцев Д.Б., Шевченко И.В.
ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск
E-mail: maltsev@mcc.krasnoyarsk.su

Одним из методов утилизации жидких радиоактивных отходов в мире является глубинная закачка отходов в пласты-коллекторы. Такой метод утилизации используется на предприятиях атомной отрасли. Глубинный способ захоронения радиоактивных отходов используется и на нашем предприятии.

Время эксплуатации полигона «Северный» как полигона захоронения жидких радиоактивных отходов (ЖРО) в пласты-коллекторы глубинного залегания составляет более 40 лет.

Полигон имеет три водоносных горизонта, отделенных друг от друга пластами водоупоров. Водоупоры состоят из юрских глин. Водоносные горизонты полигона нумеруются от нижележащего к вышележащему, соответственно первый, второй и третий. И представляют собой пласты песчаников и супесей. Всего на полигоне принято выделелять 3 горизонта пластов-коллекторов. Закачка ЖРО производится в первый и второй горизонты.

За прошедшие 40 лет было захоронено большое количество жидких радиоактивных отходов (в первый и второй горизонт). Объем захороненных отходов обязывает, а сам процесс захоронения предусматривает мероприятия по мониторингу распространения отходов в пластах-коллекторах с целью контроля за ареалом распространения.

Среди компонентов-трассеров можно выделить основные: тритий, нитрат-ион, сульфат-ион.

Основной особенностью трития (как трассера) является то, что тритий является изотопом водорода и легко мигрирует в составе молекул воды. А при попадании в биосферу легко встраивается в любую биологическую цепочку.

Тритий используется как хороший индикатор-трассер природно-техногенных процессов, влияния сброса сточных вод и выявления возможного взаимодействия подземных вод, загрязненных в результате закачки жидких радиоактивных отходов на полигоне ЖРО, с поверхностными водами в зоне влияния комбината.

Нитрат-ион в свою очередь является ионом соединений являющихся хорошими электролитами и полностью растворимых в воде.

Для мониторинга распространения отходов на полигоне была создана сеть из более 100 наблюдательных скважин, оборудованных соответственно на первый и второй горизонт. Одним из определяемых параметров является объемная активность трития, содержащегося в регулярно отбираемых пробах воды, что позволяет проследить содержание и распространение трития в пластах-коллекторах.

По данным за последние 30 лет были исследованы изменения содержания трития в пробах и построены ареалы распространения в двух горизонтах закачки ЖРО.

Увеличение ареала распространения трития в первом горизонте в 2007 году связано с продолжавшимся увеличением объема закачек и миграцией трития с водой. Также отмечается смещение ареала в северном направлении.

При выполнении нагнетания ЖРО в первый и второй горизонт, движение отходов осуществляется по максимально проницаемым пластам, соответствующего горизонта. При прекращении нагнетания происходит восстановления естественных гидродинамических условий в пластах, и дальнейшее движение отходов осуществляется в сторону естественного движения потока: для первого горизонта – северное направление, для второго – северо-восточное направление. Контур при этом сглаживается.

Равномерное распределение ЖРО по пластам-коллекторам осуществляется комбинацией выбора соответствующих нагнетательных скважин при закачке ЖРО и разгрузочных скважин для регулирования давления в пласте. А также режимами нагнетания и разгрузки (объемы и давление при закачке и разгрузке).

Границы ареалов распространения компонентов отходов первого и второго горизонтов не выходят за пределы горного отвода предусмотренного проектной документацией.

Установленные изменения полностью подтверждаются данными по содержанию нитрат-иона, закономерности миграции которого соответствуют закономерностям миграции трития.

Для установления возможности миграции β-активных изотопов были проанализированы данные по β-активности для первого и второго горизонтов. Полученная картина свидетельствует об отсутствии увеличения границ β-активности за эти годы, что говорит о надежной изоляции отходов в пластах-коллекторах.

Надежную изоляцию в пластах-коллекторах подтверждает и отсутствие связи между вторым и третьим горизонтом. Во всех скважинах, оборудованных на третий горизонт, отсутствует загрязнение по нитратам, тритию и β-активности.

Среди выводов следует отметить:

- увеличение ареала распространения трития в пласте-коллекторе первого и второго горизонта с учетом периода полураспада трития ($t_{1/2}$ = 12,26 лет) и скоростей фильтрации не может привести к попаданию трития в поверхностную гидросистему;
- распространение трития в пластах-коллекторах второго горизонта направлено на северо-восток, первого – в северном направлении;
- распространение нитратов в пластах коллекторах совпадает с направлением движения трития в первом и втором горизонте соответственно;
- распространение β-активных изотопов в пластах-коллекторах происходит с очень малой скоростью, что свидетельствует о присутствии β-активных изотопов в пластах в сорбированном состоянии, что также не может привести к попаданию изотопов в биосферу.

Несомненно, что необходимо продолжать наблюдать за содержанием компонентов-трассеров в водах пластов-коллекторов. Также стоит увеличить площадь мониторинга, включив в нее отбор проб на трассеры из граничащих с полигоном скважин и водоисточников для подтверждения отсутствия гидрологической связи между поверхностными и подземными водами.

Следует отметить, что в период с 2011 по 2013 год будут выполнены работы по реализации проекта «Реконструкция и подготовка к выводу из эксплуатации полигона жидких радиоактивных отходов «Северный» ФГУП «ГХК» согласно требованиям выполнения условий действующей лицензии на эксплуатацию полигона. В рамках реализации проекта будут выполнены работы: по бурению дополнительных 13 наблюдательных и двух технологических скважин. Данные работы направлены на обоснование безопасности дальнейшей эксплуатации полигона «Северный».

Список литературы

1 РБ-036-06. Мониторинг инженерно-геологических условий размещения объектов ядерного топливного цикла.

2 Обоснование продления проектных сроков эксплуатации глубокого хранилища «полигон Северный» ФГУП «Горно-химический комбинат» / А.И. Рыбальченко, В.М. Курочкин и др. – М.: ОАО «ВНИПИпромтехнологии», 2009. – 145 с.

3 Проект горного отвода недр полигона «Северный». ФГУП ВНИПИпромтехнологии, Арх. № А-12070 ДСП, 1990.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА ПЛОЩАДКЕ РАЗМЕЩЕНИЯ СЕВЕРСКОЙ АЭС НА ЭТАПЕ ОБИН

Митронова Ю.Н.
ОАО «Атомэнергопроект», г. Москва
E-mail: jluna@mail.ru

Основополагающие требования в области охраны окружающей среды (ОС) в Российской Федерации при проектировании, размещении, строительстве, реконструкции, вводе в эксплуатацию и эксплуатации объектов энергетики приведены в федеральном Законе «Об охране окружающей среды». В этом законе указано, что размещение АЭС осуществляется при наличии положительных заключений государственной экологической экспертизы и иных государственных экспертиз, предусмотренных законодательством РФ, по проектам и иным обосновывающим материалам, подтверждающих их экологическую и радиационную безопасность.

Площадка считается пригодной для размещения атомной станции, если имеется возможность обеспечения ее безопасной эксплуатации с учетом процессов, явлений и факторов природного и техногенного происхождения, а также обеспечивается безопасность населения и защита окружающей среды от всех видов воздействий при нормальной эксплуатации, радиационного воздействия при проектных авариях, ограничение этих воздействий при запроектных авариях.

При подготовке обоснований инвестиций в строительство, проводятся рекогносцировочные исследования предполагаемого района размещения АЭС. Разрабатывается раздел «Оценка воздействия на окружающую среду». Цель этапа: определение возможных экологических последствий реализации инвестиционного проекта при возможных вариантах размещения, разработка предложений по проведению экологического мониторинга; подготовка материалов экологического обоснования лицензий на размещение АЭС.

Структурная схема состава и содержания ОВОС представлена на рисунке 1 [1].

Для формирования разделов «Оценка воздействия на окружающую среду» (ОВОС) входящего в материалы обоснования инвестиций в строительство Северской АЭС были собраны и обобщены фондовые материалы по экологическому состоянию окружающей среды района предполагаемого размещения АЭС, а также выполнены специальные экологические исследования территории вокруг площадки размещения АЭС.

Особенностью расположения Северской АЭС является присутствие в регионе Сибирского химического комбината, работающего здесь на протяжении многих десятилетий. Данный факт учитывался при разработке программы исследований ОС района размещения АЭС.

Для оценки радиационно-экологического состояния наземных и водных экосистем района размещения площадки Северской АЭС, были привлечены региональные специализированные организации и научные центры, имеющие большой опыт и методическую базу для проведения таких исследований. В процессе проведения радиационно-экологических исследований были определены уровни содержания техногенных радионуклидов в почве, растительности, воде, донных отложениях, а также в продуктах питания местного производства. Проведена маршрутная и пешеходная гамма-съемка территории площадки АЭС.

Для определения степени влияния Северской АЭС на состояние окружающей среды и население выполнены расчетные оценки радиационных и нерадиационных факторов воздействия в период строительства и эксплуатации АЭС (включая и аварийные ситуации).

В разработке материалов ОВОС принимали участие Томский государственный университет, Томский политехнический университет и многие другие.

Современное состояние площадки размещения Северской АЭС на стадии ОБИН

Уровень загрязненности объектов ОС района размещения АЭС оценивалась по фондовым материалам, результатам исследований в предшествующие годы и рекогносцировочных работ 2008 г.

Проанализированные данные по содержанию химических и радиоактивных веществ в приземном слое атмосферного воздуха, почве, водных объектах показали:



Рисунок 1 – Структурная схема состава и содержания ОВОС

По химическим загрязнителям:

- по результатам измерений 2008 г., концентрация химических веществ в приземном воздухе в районе размещения площадки АЭС эпизодически превышала ПДК только по оксиду углерода на 30 %;
- содержание тяжелых металлов в почвах в районе размещения площадки АЭС не превышает установленных концентраций (ПДК) и ориентировочно допустимых концентраций (ОДК);
- в поверхностных водах наблюдались случаи превышения установленных нормативов по некоторым химическим загрязнителям (нефтепродукты, фенолы), что характерно для любого промышленного региона.

По радиационным показателям:

- уровни содержания техногенных радионуклидов в воздухе были значительно ниже допустимых (по НРБ-99/2009), плотность их атмосферных выпадений соответствовала средним значениям для территории Западной Сибири;
- уровни содержания техногенных радионуклидов (^{90}Sr, ^{137}Cs и ^{239,240}Pu) в почве района размещения площадки АЭС не превышали средних значений для незагрязненных территорий России;
- уровень содержания ^{90}Sr и ^{137}Cs в продуктах питания местного производства был ниже допустимых значений (по СанПиН 2.3.2.1078-01) более чем в 100 раз;
- содержание техногенных радионуклидов в воде водных объектов было как минимум на порядок ниже регламентируемых уровней по НРБ-99/2009;
- содержание ^{90}Sr и ^{137}Cs в рыбе р. Томь и Обь в 10…100 раз ниже значений, регламентируемых СанПиН 2.3.2.1078-01.

Расчетные оценки радиационных и нерадиационных факторов воздействия в период строительства и эксплуатации АЭС

Радиационные факторы воздействия

Основным источником поступления радионуклидов в окружающую среду при нормальной эксплуатации Северской АЭС являются газоаэрозольные выбросы через высотную вентиляционную трубу. Конструктивные и технические решения разрабатываемого проекта обеспечивают (минимизируют) величину выбросов радионуклидов ниже допустимых (по СП АС-03) уровней. Радиационное воздействие на население и окружающую среду в нормальной

длительной эксплуатации, предполагаемых эксплуатационных нарушениях и проектных авариях не приводит к превышению установленных доз облучения населения.

Максимальная объемная активность нормируемых радионуклидов в приземном воздухе, обусловленных газоаэрозольными выбросами АЭС при ее эксплуатации, составляет от 10^{-10} до 10^{-4} % от допустимой (по НРБ-99/2009).

Максимальная суммарная дозовая нагрузка на население (по всем видам облучения) от радионуклидов, образующихся при эксплуатации АЭС будет составлять менее 5 % от минимально значимой по НРБ-99/2009 и менее 0,022 % от дозы, создаваемой радионуклидами природного происхождения.

Радиационное воздействие на наиболее радиочувствительные биологические компоненты наземных и водных экосистем при нормальной эксплуатации проектируемых АЭС на пять и более порядков ниже границ безопасного уровня.

Нерадиационные факторы воздействия

Химическое воздействие. Принятые в проекте технические решения обеспечивают соблюдение всех природоохранных нормативов по поступлению химических загрязнителей в поверхностные водные объекты.

Выбросы в атмосферу химических загрязняющих веществ от объектов, расположенных на территории промплощадки АЭС, за ее границами формируют концентрации ВХВ значительно ниже допустимых значений.

Тепловое воздействие. Максимальное оцененное воздействие градирен, показало, что их эксплуатация практически не влияет на микроклимат прилегающей к АЭС территории.

Комплексный анализ полученных данных наземных и водных экосистем площадки размещения Северской АЭС позволяет утверждать, что ограничений на размещение АЭС на выбранной площадке не обнаружено. Площадка размещения Северской АЭС удовлетворяет критериям и требованиям к безопасному размещению АЭС («Размещение атомных станций. Основные критерии и требования по обеспечению безопасности». НП-032-01). Проектные решения обеспечивают непревышение допустимых уровней поступления загрязняющих веществ в ОС. Прогнозируемый уровень воздействия при эксплуатации АЭС на ОС и население не превысит регламентируемых уровней.

Анализ результатов современного и прогнозируемого состояниях ОС района размещения АЭС позволяет характеризовать Северскую АЭС как экологически безопасную, то есть соответствующую всем требованиям природоохранного и санитарно-гигиенического законодательства.

Предварительные материалы ОВОС Северской АЭС были представлены на общественные слушания, которые показали заинтересованность, и положительное отношение к строительству АЭС большей части населения и общественных организаций.

Необходимо отметить, что в соответствии с существующей законодательной и нормативной базой материалы экологического сопровождения ОБИН Северской АЭС, включающие откорректированный ОВОС, с учетом предложений и рекомендаций участников общественных слушаний, а также подготовленные материалы общественных слушаний были направлены на государственную экологическую экспертизу. По результатам экологической экспертизы в Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору было получено положительное заключение и выдана лицензия на размещение двух энергоблоков Северской АЭС на выбранной площадке.

Список литературы

1 Чионов В.Г. Стегачев Г.Ф., Носов А.В., Кочерьян В.М., Эрнестова Л.С. Вопросы обоснования экологической безопасности инвестиционно-строительных проектов АЭС / Безопасность окружающей среды № 3. – 2009. – С. 142-144.

2 Грачев В.А. Экологическая политика Госкорпорации «Росатом» и ее реализация при проектировании и строительстве АС. Материалы научно-технического семинара «Вопросы экологической безопасности при проектировании, строительстве и эксплуатации АЭС». – М.: ОАО «Атомэнергопроект», 2009. С. 7-13.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ ГИДРАЗИНА В ПРИРОДНЫХ И СТОЧНЫХ ВОДАХ КОЛЬСКОЙ АЭС НА УРОВНЕ ПДК

Перевозчикова В.А., Чупрунов А.А.
Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Кольская атомная станция», г. Полярные Зори
E-mail: perevarvara@yandex.ru

Кольская АЭС является филиалом ОАО «Российский концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях» (ОАО «Концерн Роснергоатом»).

Главной целью деятельности Кольской АЭС в области охраны окружающей среды, является обеспечение такого уровня безопасности, при котором воздействие на окружающую среду, персонал и население не превысит установленных нормативов, а риск возникновения аварийных ситуаций будет сведен к минимуму.

Кольская АЭС построена в 1973 году и расположена за Полярным кругом на полуострове, отделяющем оз. Иокостровская Имандра от оз. Бабинская Имандра на расстоянии 15 км к северу от города Полярные Зори. Установленная тепловая мощность АЭС составляет 5500 МВт, что соответствует электрической мощности 1760 МВт. Она обеспечивается четырьмя энергоблоками с реакторами ВВЭР-440.

В соответствии с проектом Кольской АЭС для охлаждения конденсаторов турбин используется прямоточная система циркуляционного водоснабжения. Вода из губы Глубокой оз. Иокостровская Имандра по подводящему каналу подается в конденсаторы и далее сбрасывается в губу Молочную оз. Бабинская Имандра по отводящему каналу длиной ≈ 2 км. Средний ежегодный расход охлаждающей воды составляет 1,5 млрд.м^3.

Производственный контроль за качеством природных и сточных вод в районе расположения станции выполняет лаборатория охраны окружающей среды отдела радиационной безопасности Кольской АЭС. Лаборатория имеет аттестат аккредитации № РОСС RU.0001.516142 от 19.11.2009г. подтверждающий ее техническую компетентность и независимость. Основными документами, регламентирующими выполнение производственного экологического контроля являются «Регламент химического контроля за качеством возвратных и грунтовых вод КАЭС» и «Программа производственного экологического контроля почвы, природных, сточных и возвратных вод Кольской АЭС на 2009-2011 годы».

Несмотря на то, что вода, участвующая в технологическом цикле Кольской АЭС непосредственно с действующим оборудованием не соприкасается, в нее могут поступать загрязняющие вещества, которые в дальнейшем при сбросе сточных вод могут попасть в природный водоем.

С целью предотвращения загрязнения окружающей среды и на основании требований ФЗ «Об охране окружающей среды» № 7-ФЗ от 10.01.2002г. (ст. 23) и Водного кодекса РФ № 74-ФЗ от 03.06.2006г. (ст. 35) поддержание поверхностных и подземных вод в состоянии, соответствующем требованиям законодательства, обеспечивается путем установления и соблюдения нормативов допустимого воздействия на водные объекты.

Исходя из требований п. 6.11.1. СанПиН 2.1.5.980-00 «Гигиенические требования к охране поверхностных вод» нормативы допустимого сброса (НДС) устанавливаются для каждого выпуска сточных вод и каждого загрязняющего вещества. С целью соблюдения требований природоохранного законодательства и в соответствии с «Методикой разработки нормативов допустимых сбросов веществ и микроорганизмов в водные объекты для водопользователей» (далее – Методика) в 2009 году Кольской АЭС был разработан документ «Нормативы допустимых сбросов веществ и микроорганизмов, в водные объекты со сточными водами Кольской АЭС».

В процессе разработки данного документа концентрации загрязняющих веществ рассчитывались с учетом п. 12 Методики, который гласит, что если фактический сброс действующей организации-водопользователя меньше расчетного НДС, то в качестве НДС принимается фактический сброс.

Кроме этого, в соответствии с п. 19 этой же Методики, фактическое содержание загрязняющих веществ в сточных водах определяется как среднеарифметическое значение концентрации за год.

Таким образом, в процессе разработки новых «Нормативов допустимого сброса…» и взяв за основу требования Методики, у Кольской АЭС возникла проблема с расчетом допустимой концентрации (ДК) по гидразину в выпусках сточных вод Кольской АЭС № 3 и 4.

Гидразин (NH_2NH_2) – это сильно гигроскопическая жидкость, обладающая заметной способностью поглощать из воздуха углекислоту и кислород. Гидразин является сильным восстановителем. Благодаря этому он термодинамически неустойчив и легко разлагается под влиянием катализаторов, при нагревании до высоких температур и под воздействием излучений.

Гидразин относится к веществам II класса опасности (высокоопасный), имеет искусственное происхождение и самостоятельно в природе не образуется. Гидразин и его производные чрезвычайно токсичные соединения по отношению к различным видам животных и растительных организмов. ПДК гидразина для водоемов рыбохозяйственного назначения составляет 0,3 мкг/дм^3.

Гидразин применяется:

- как ингибитор коррозии паровых котлов – добавка гидразина удаляет кислород, растворенный в воде;
- как горючий компонент в ракетном топливе;
- для получения чистых металлов восстановлением их солей;
- как промежуточное соединение в промышленном синтезе инсектицидов, взрывчатых веществ, регуляторов роста растений, фармацевтических препаратов и пр.

Ведение водно-химического режима на Кольской АЭС осуществляется в соответствии со стандартом эксплуатирующей организации СТ ЭО 0035-2005 «Водно-химический режим второго контура атомных электростанций с реакторами ВВЭР-440. Нормы качества рабочей среды и средства их обеспечения».

Согласно СТ ЭО 0035-2005 с целью снижения коррозии конструкционных материалов перед остановом энергоблоков должна проводиться предостановочная консервация конденсатно-питательного тракта. Стандарт предусматривает проведение предостановочной консервации с применением гидразина или октадециламина.

В случае проведения предостановочной консервации с применением гидразина его концентрация в питательной воде должна поддерживаться на уровне от 300 до 800 мкг/дм^3, при этом часть гидразина разлагается с образованием аммиака.

Верхний предел концентрации гидразина зависит от уровня pH и кислорода в теплоносителе. Помимо этого, колебание концентраций загрязняющих веществ в сбросных водах зависит как от режимов эксплуатации оборудования, так и от состояния энергоблоков (работа на энергетическом уровне мощности, подготовка к плановому ремонту, останов или пуск энергоблока).

Таким образом, на Кольской АЭС гидразин используется с целью снижения коррозии конструкционных материалов.

В соответствии с технологической схемой Кольской АЭС гидразин может присутствовать в сточных водах выпуска № 3 (нормативно очищенные промывочные и дренажные воды химводоочистки (ХВО)) в результате протечек или при разгрузке и в выпуске № 4 (нормативно чистые дебалансные воды (ДВ) турбинного цеха (ТЦ)) в результате постоянного поддержания концентрации гидразина с целью корректировки водно-химического режима для борьбы с окислением и созданием восстановительной среды.

В процессе согласования и утверждения «Нормативов допустимых сбросов…» для Кольской АЭС Отделом водных ресурсов по Мурманской области (ОВР по МО) в качестве допустимой концентрации для гидразина в сточных водах было установлено значение ПДК по гидразину для водоемов рыбохозяйственного назначения ($ПДК_{р.х.н.}$), т.е. 0,3 мкг/дм^3.

$ПДК_{р.х.н.}$ по гидразину были разработаны ФГУП «ВНИРО» и введены приказом Госкомрыболовства РФ от 28.04.1999г. № 96 «О рыбохозяйственных нормативах». В настоящее время приказом Федерального агентства по рыболовству № 20 от 18.01.2010г. утверждены новые $ПДК_{р.х.н.}$, однако $ПДК_{р.х.н.}$ по гидразину осталась на прежнем уровне. Предполагалось, что методику по контролю гидразина в воде водоемов рыбохозяйственного назначения разработает Министерство природных ресурсов РФ параллельно с утверждение $ПДК_{р.х.н.}$ Однако до настоящего времени такая методика в России не появилась.

Поэтому установление в качестве допустимой концентрации гидразина $ПДК_{р.х.н.}$ связано с тем, что единственная действующая (аттестованная) на настоящий момент методика «Гидразин. Методика выполнения измерений массовой концентрации фотоколлориметрическим методом с п-диметиламинобензальдегидом в технологических водных средах АЭС с реактором ВВЭР» (НД 338-07) имеет предел определения от 5 до 5000 мкг/дм^3 и не позволяет достоверно определять содержание гидразина на уровне утвержденной $ПДК_{р.х.н.}$

Таким образом, отсутствует практическая возможность определения фоновой и фактических концентраций гидразина в природных и сточных водах, и как следствие, отсутствует возможность расчета разбавления гидразина при сбросе его со сточными водами в природный водный объект рыбохозяйственного назначения – озеро Имандра.

В соответствии с Методикой при расчете НДС данные о фоновых концентрациях загрязняющих веществ в природной воде запрашиваются водопользователями в территориальных управлениях Росгидромета.

Однако, по официальной информации имеющейся у Кольской АЭС, территориальный орган Росгидромета не имеет возможности определять гидразин в природных водах в связи с отсутствием у него методик имеющих столь низкую чувствительность.

Кроме этого, по информации имеющейся у Кольской АЭС подобные методики отсутствуют и в целом по стране.

С целью поиска выхода из сложившейся ситуации Кольская АЭС неоднократно взаимодействовала со специалистами Отдела водных ресурсов по Мурманской области. В качестве одного из аргументов для обоснования отсутствия необходимости установления допустимой концентрации гидразина на уровне $ПДК_{р.х.н.}$, специалистами Кольской АЭС был выполнен и представлен расчет разбавления гидразина при поступлении его со сточными водами в отводящий канал Кольской АЭС. Расчет выполнялся с использованием плоской задачи по методу разработанному А.В. Караушевым. Результаты, полученные в ходе выполненного расчета, показали, что уже на расстоянии менее 1 метра от выпуска сточных вод содержание гидразина достигает значения $ПДК_{р.х.н.}$ и продолжает снижаться по мере продвижения воды по отводящему каналу.

Для решения сложившейся ситуации Кольская АЭС приняла решение о разработке методики определения содержания гидразина в природных водах на уровне $ПДК_{р.х.н.}$ С этой целью Кольской АЭС был заключен договор с Аналитическим центром химического факультета МГУ им. М.В. Ломоносова.

На сегодняшний день у Кольской АЭС имеется аттестованная «Методика выполнения измерений массовой концентрации гидразина в природных и очищенных сточных водах Колькой АЭС методом реакционной обращенно-фазовой высокоэффективной жидкостной хроматографии с флуориметрическим детектированием» (свидетельство ВНИИМС о метрологической аттестации МВИ № 88-09).

С целью соблюдения требований природоохранного законодательства на время закупки соответствующего оборудования и введения в опытную эксплуатацию данной методики Кольская АЭС совместно со специалистами ОВР по МО приняла решение о корректировке ДК для гидразина в выпусках № 3 и 4. Для этого Кольская АЭС, с привлечением Аналитического центра химического факультета МГУ им. М.В. Ломоносова, провела работы по определению концентрации гидразина в воде подводящего и отводящего каналов, а также в 500 метровом контрольном створе. Работы выполнялись с использованием «Методики выполнения измерений массовой концентрации 1,1-диметилгидразина, гидразина, метилгидразина и тетраметилтетразена в образцах природных вод методом ионной хроматографии с амперометрическим детектированием» и «Методикой выполнения измерений гидразина в образцах природных вод методом жидкостной хроматографии с флуориметрическим детектированием» (данные методики не аттестованы). По результатам выполненных анализов концентрация гидразина по всем точкам контроля находится ниже 0,1 мкг/дм^3 ($ПДК_{р.х.н.}$ = 0,3 мкг/дм^3).

Основываясь на полученных данных, Кольской АЭС пересчитаны допустимые концентрации (ДК) и нормативы допустимого сброса (НДС) по гидразину для выпусков № 3 и 4 исходя из фактически наблюдаемых значений.

Откорректированные нормативы согласованы Региональным управлением №118 ФМБА России и утверждены ОВР по МО.

С целью дальнейшего соблюдения требований природоохранного законодательства Кольская АЭС в течение 2010 года осуществляет ежемесячный контроль содержания гидразина в природных и сточных водах с привлечением аккредитованной лаборатории Аналитического центра химического факультета МГУ им. М.В. Ломоносова.

Список литературы

Методические основы оценки и регламентирования антропогенного влияния на качество поверхностных вод. Под ред. А.В. Караушева– Л.: Гидрометеоиздат, 1987. – С. 73-79.

ВНЕДРЕНИЕ СИСТЕМЫ НЕЙТРОННОГО ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ НА ФГУП «ГХК»

Прокофьев Г.В., Глазунов А.В., Истомин М.Г.
ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск
E-mail: sverdlova48a@mail.ru

Радиохимическое производство на «Горно-химическом комбинате» было введено в эксплуатацию в 1964 году. Оборудование существующих систем контроля и управления устарело морально и физически, что снижает надежность производства и увеличивает эксплутационные расходы. Также ужесточаются законодательные требования в плане повышения экологической и промышленной безопасности на предприятии. Для обеспечения требований сегодняшнего дня и дальнейшей перспективы необходимо модернизировать существующие технических средства АСУ и АСУ ТП, что позволит значительно расширить возможности контроля над ходом технологического процесса, сделает систему универсальной и мобильной, качественно изменит принципы управления и контроля.

В настоящее время на предприятии происходит поэтапная замена щитовых систем контроля и управления на современные микропроцессорные средства и операторские станции, что позволяет повысить надежность, быстродействие и уменьшить затраты на содержание и ремонт технических средств. Поэтапный подход к вводу системы в эксплуатацию позволяет избежать значительных капитальных затрат на начальной стадии работ по модернизации АСУТП и сохранить работоспособность существующей системы.

Одной из таких систем является «Система нейтронного технологического контроля СНТК» одного из отделений радиохимического завода ГХК, принятая в опытно-промышленную эксплуатацию.

СНТК обеспечивает измерение плотности потока (потока) нейтронов, характеризующей концентрацию (массу) плутония в растворах в технологических аппаратах (далее – аппаратах) отделения, с подготовкой и передачей информации в систему централизованного технологического контроля (далее СЦК) завода на автоматизированные места (АРМ) и формирование сигналов блокировок на исполнительные устройства блокировок.

Заменяемая система построена на базе самопишущих приборов КС2, на базе радиометров РНС-63Б (год выпуска: 1964-1972) и измерителей счета УИО-01 (год выпуска: 1978-1982, срок службы – 5 лет). Прибор РНС-63Б состоит из пульта ПИ-63Б, выносного блока ВБ-02, линии связи и датчика. Пульт ПИ-63Б реализован на радиоламповых усилителях и промышленностью не выпускается. Износ приборов требовал провести модернизацию системы с возможностью расширения ее функций и задач.

Основанием для разработки послужил протокол совещания о модернизации системы концентрации плутония в технологических растворах РХЗ № 01-10-09/81 от 21.03.2003.

ЛВС СНТК-54 строится по иерархическому принципу как указано на рисунке 1. В соответствии с техническим заданием система имеет распределенную структуру и включает в себя технические средства двух уровней:

- нижний уровень – устройства детектирования (УДПН-1) и клеммные коробки (КК);
- верхний уровень – централизованные устройства сбора, обработки и представления информации.

Нижний уровень состоит из устройств детектирования УДПН-1 предназначенных для измерения плотности потока (потока) тепловых нейтронов и преобразования в кодированный сигнал интерфейса RS-485УДПН (из ряда УДПН-111, УДПН-114 и УДПН-118), в состав которых входят:

- модули блока детектирования типа МБД-6 (из ряда МБД-611, МБД-614 и МБД-618) с установленными в них счетчиками нейтронов. МБД располагаются на объекте в карманах технологических аппаратов;
- устройства преобразования типа УПМИ-01. Устройства преобразования предназначены для усиления, амплитудного отбора импульсов, регистрации частоты импульсов, подготовки и передачи информации на автоматизированное рабочее место и обеспечения напряжениями электропитания счетчика нейтронов и импульсного усилителя. УПМИ располагаются на объекте в поддонах контрольно-измерительных приборов технологических аппаратов.

Каждое УДПН подключено через клеммную коробку (КК) к концентратору цифровой информации (КЦИ) по локально информационной сети (ЛИС).

Верхний уровень обеспечивает централизованный сбор и окончательную обработку кодированных сигналов, отображение текущих значений контролируемых параметров, формирование управляющих сигналов исполнительными устройствами блокировок, выполнение диагностических операций и обмен информацией с системой центрального технологического контроля (СЦК). Система осуществляет обмен информацией с СЦК, существующей на РХЗ в виде локальной технологической сети ПЭВМ, посредством механизма обмена данными OLE for Process Control (OPC).

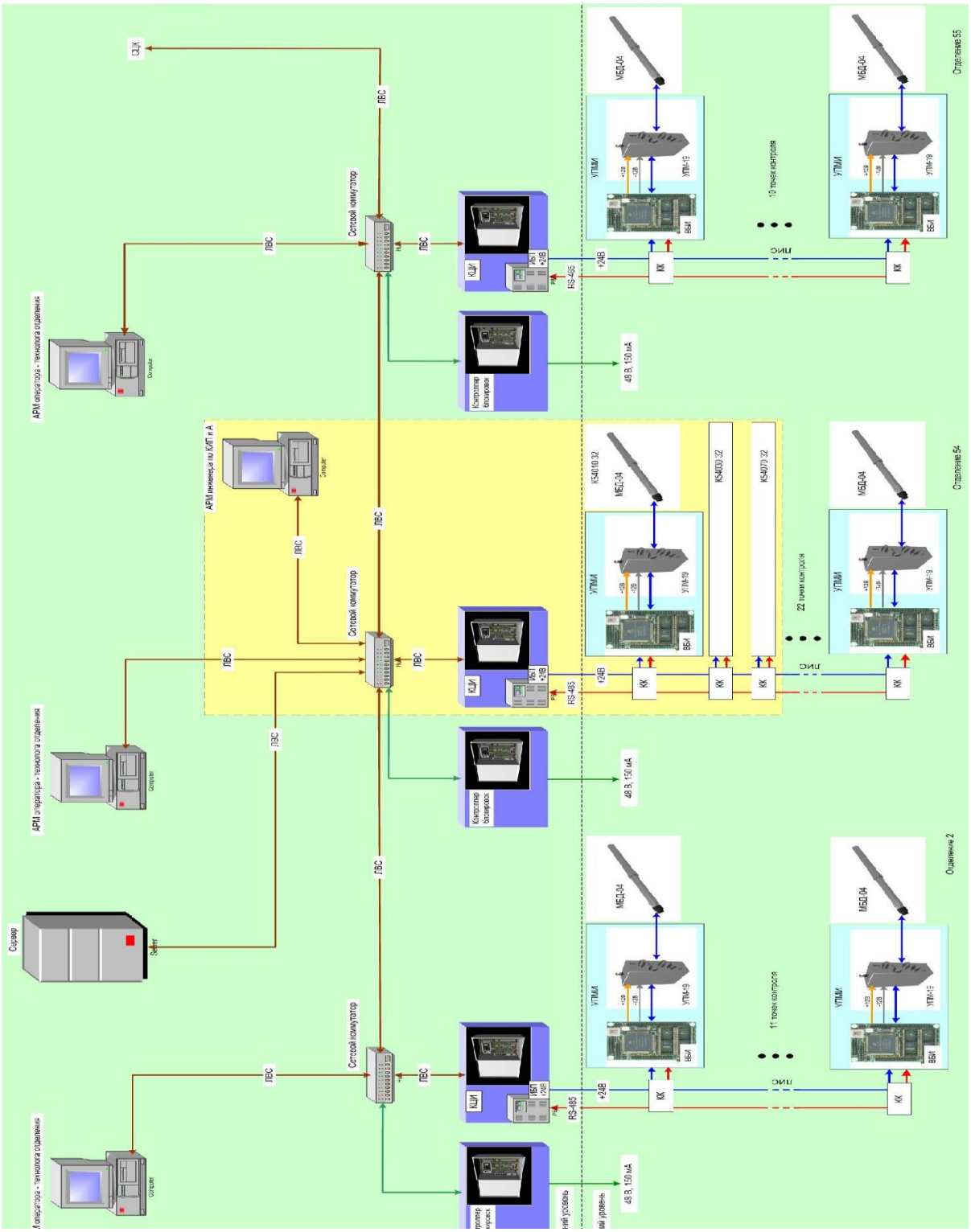


Рисунок 1 – Принципиальная схема СНТК

Верхний уровень системы состоит из конструктивно объединенных контроллера блокировок (КБ) и КЦИ, АРМТ, АРМ КИП и сервера архивирования. АРМ выполнены на базе IBM PC-совместимых промышленных компьютеров. Для бесперебойного питания устройств верхнего уровня и поддержания его в случае исчезновения основного питания на непродолжительное уровня объединены время применяются источники бесперебойного питания (ИБП).

Технические средства верхнего уровня объединены в локальную вычислительную сеть (ЛВС) с использованием коммуникационного оборудования. ЛВС обеспечивает информационную связь между АРМ, коммутатором и КЦИ посредством электрических кабелей типа FTP категории 5.

Средства вычислительной техники обеспечивают централизованный сбор и вторичную обработку кодированных сигналов, отображение текущих значений контролируемых параметров, выполнение диагностических операций как представлено на рисунке 2.

Индикация диалогового окна системы позволяет регистрировать отказы элементов технических средств, в следующих случаях:

- снижение или отключение напряжения питания промышленной сети;
- повреждение ЛВС;
- повреждение ЛИС;
- неисправность АРМ;
- неисправность сервера;
- неисправность КЦИ;
- неисправность КБ;
- неисправность одного из УД.

Во время функционирования режима индикации отказов, система продолжает выполнять основные свои функции, исправными элементами технических средств. После устранения неисправности система автоматически переходит в нормальный режим работы.

В качестве средств вычислительной техники используются автоматизированное рабочее место (АРМ) оператора-технолога отделения (далее – АРМ-Т). АРМ инженера по КИП и А (далее – АРМ КИП), АРМ начальника смены цеха 1 (далее – АРМ НСЦ) и сервер архивирования (далее – сервер).

АРМ выполнены на базе IBM PC-совместимого промышленного компьютера. Сервер выполнен на базе промышленного сервера типа HP ProLiant ML370.

В режиме нормальной эксплуатации контроль технологических параметров осуществляется посредствам информации представленной на мониторах АРМ-Т и АРМ КИП как указано на рисунке 3.

На видеомониторе АРМ-Т отображаются:

- структура объекта контроля в виде технологической мнемосхемы отделения;
- подробная информация (информационные таблицы текущих значений контролируемых параметров, графики и гистограммы) отображающая изменение контролируемых параметров за заданный промежуток времени;
- текстовая справочная и рекомендательная информация по конкретным событиям и объекту контроля;
- все аварийные события сопровождаются изменениями цвета на мнемосхеме и двумя различными типами звуковой сигнализации:
- аварийная звуковая сигнализация при отказе элементов КТС;
- аварийная звуковая сигнализация при срабатывании блокировок;
- прочая информация, необходимая для оперативной работы персонала.

На экране АРМ КИП отображается:

- обобщенная структура объекта контроля в виде мнемосхемы отделения;
- подробная информация (информационные таблицы текущих значений контролируемых параметров, графики и гистограммы, «паспортные» данные контрольной точки) отображающая изменение контролируемых параметров за заданный промежуток времени;
- подробная схема выделенного участка с местами расположения контрольных точек и текущими значениями параметров отделения;
- обобщенная информация о работоспособности устройств системы, а в случае возникновения неисправности, формируются текстовое и звуковое сообщение.

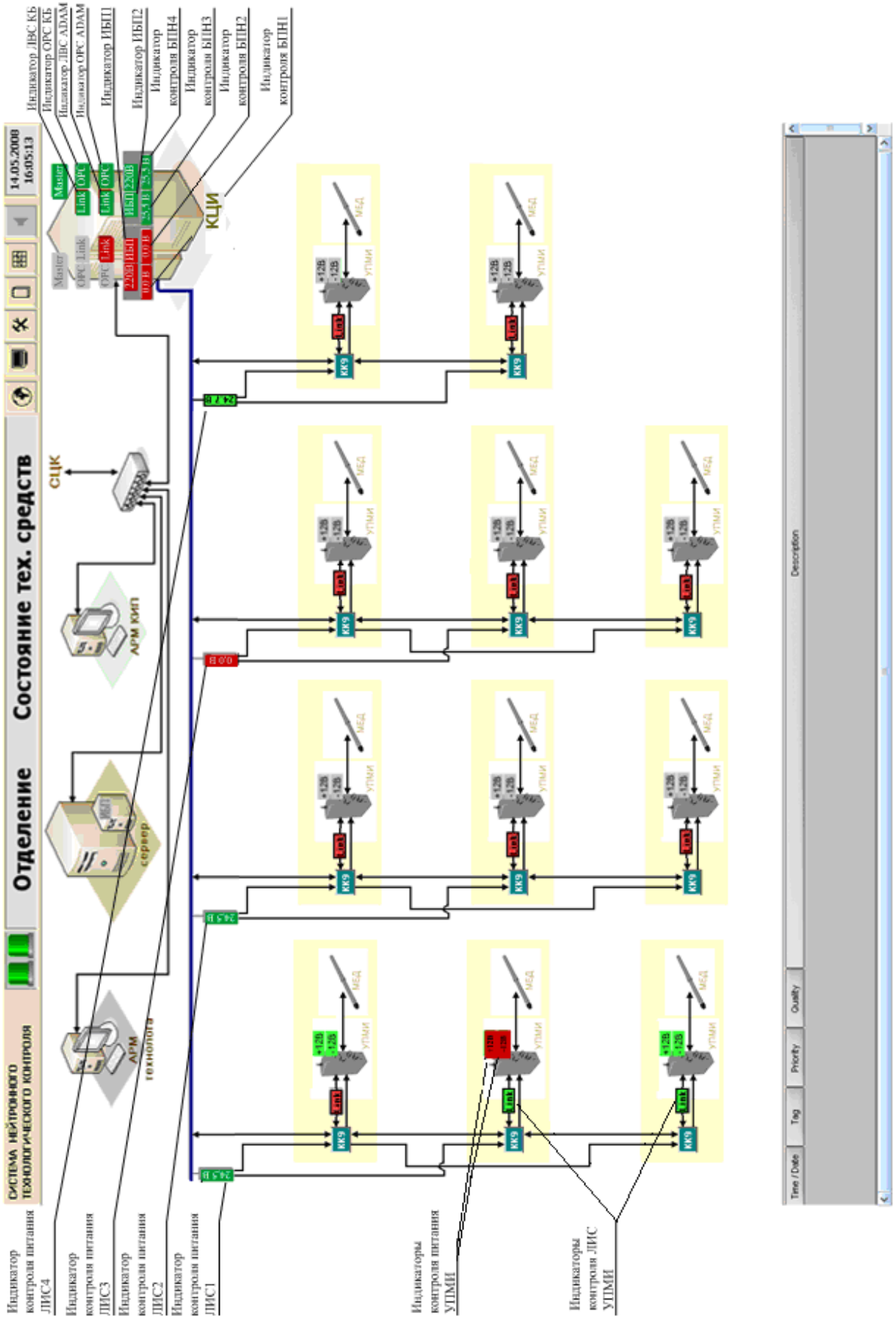


Рисунок 2 – Диалоговое окно СНТК

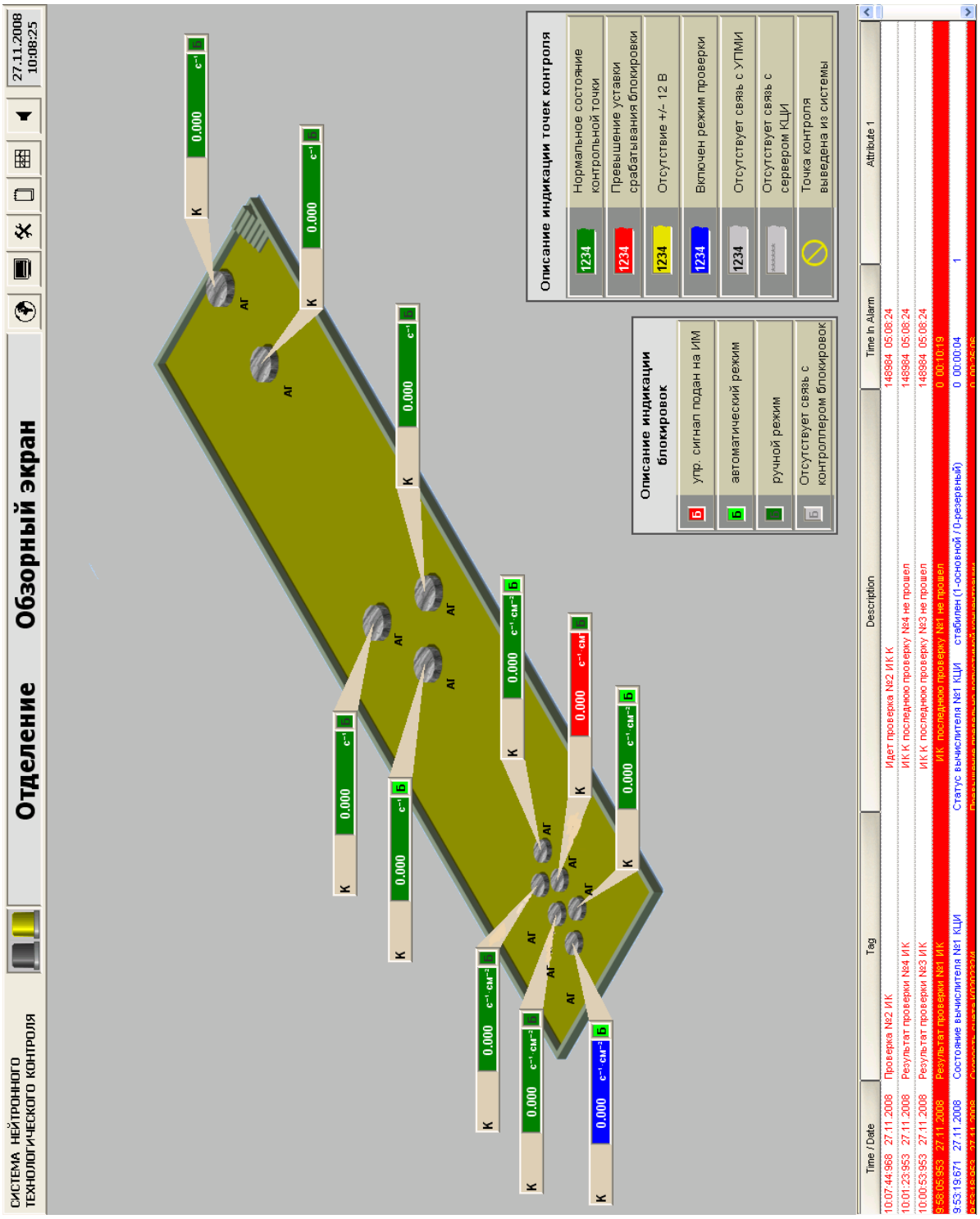


Рисунок 3 – Обзорный экран СНТК

Мнемоническая информация об отказах и нарушениях ведения технологического процесса отображается мигающим светом и сопровождается соответствующим звуковым сигналом до подтверждения принятия этой информации. После подтверждения до устранения нарушения сигнал включен выделенным цветом без звукового сопровождения.

Непрерывный контроль работоспособности комплекса технических средств является одной из основных функций системы, обеспечивающей ядерную безопасность технологического процесса.

Эта функция реализована с помощью программного обеспечения на основе следующих правил:

- отсутствие импульсных сигналов от МБД или кодированных сигналов от УПМИ воспринимается как отказ ИК;
- наличие импульсных сигналов от МБД или кодированных сигналов от УПМИ при отключенном источнике питания воспринимается как отказ ИК;
- аномальное увеличение или уменьшение частоты импульсных сигналов от МБД или кодированных сигналов от УПМИ за период постоянной времени технологического процесса воспринимается как сбой или отказ ИК;
- отклонение от паспортизованных дискриминационных характеристик ИК воспринимается как сбой или отказ ИК;
- отклонение значений показаний ИК от реперных воспринимается как сбой или отказ ИК.

В данное время проводится опытная эксплуатация системы измерения на аппаратах ядерно-опасных отделений параллельно существующим каналам измерения (подвески опущены в резервные проходки).

Модернизация СНТК ядерных материалов позволит повысить надежность средств измерения параметров ядерной безопасности на РХЗ, а также улучшить условия ядерной безопасности и усовершенствовать систему учета и контроля ядерных материалов, а применение распространенных программных и технических средств обеспечивает доступность, взаимозаменяемость и безопасность созданной системы. Внедрение системы повысит оперативность и достоверность получения информации, средства SCADA-системы позволят анализировать ход технологического процесса и в рабочем режиме обращаться к архивным данным.

МИКРОБИОЛОГИЧЕСКИЕ ФАКТОРЫ, ОПРЕДЕЛЯЮЩИЕ КОНТРОЛЬ МИГРАЦИИ КОМПОНЕНТОВ РАО В ГЛУБИННЫХ ХРАНИЛИЩАХ

Сафонов А.В., Косарева И.М., Ершов Б.Г.
Учреждение Российской академии наук «Институт физической химии и электрохимии им. А.Н. Фрумкина», г. Москва
E-mail: alexeysafonof@gmail.com

Метод захоронения радиоактивных отходов в жидком виде в глубинные пласты-коллекторы уже более 40 лет успешно используется на предприятиях ЯТЦ в России и является хорошей альтернативой поверхностного хранения РАО. В основе метода заложена гарантия нераспространения изолируемых в глубинных геологических формациях токсичных компонентов отходов за пределы горного отвода в течение длительного времени. Обеспечение безопасной долговременной локализации жидких радиоактивных отходов в подземных пластах-коллекторах требует постоянного контроля поведением их компонентов.

Для оценки распространения компонентов РАО на полигонах глубинного захоронения, задействован большой комплекс исследований, в частности, гидрогеохимические исследования, основанные на определении радиоизотопного и химического составов пластовой жидкости, которая отбирается из наблюдательных скважин, расположенных на разном расстоянии от нагнетательного контура. Значения суммарной бета активности и концентрации нитрат ионов на данный момент выбраны основанными маркерами движения фронта отходов [1].

Обнаружено, что в зоне смешения компонентов НАО с пластовой жидкостью (в районе наблюдательных скважин, расположенных на расстоянии 300…500 м от нагнетательного контура), наблюдается временное изменение химического состава пластовой жидкости, что фиксируется по содержанию нитрат-ионов. Установленный факт свидетельствует о том, что для использования нитрат-иона в качестве маркера движения фронта отходов необходимо точно установить причины и закономерности данных флуктуаций, одной из которых может служить деятельность денитрифицирующих микроорганизмов, обитающих в пластовой жидкости [2].

В течение 8 лет в ИФХЭ им. А.Н. Фрумкина РАН проводились микробиологические исследования проб пластовой жидкости из второго горизонта хранилища РАО «Северный» Горно-химического комбината, используемого для локализации отходов низкого уровня активности [2, 3].

При проведении микробиологического мониторинга в качестве основного параметра была выбрана численность денитрифицирующих микроорганизмов в 1 $см^3$ пластовой жидкости.

Численность денитрифицирующих микроорганизмов определили в 110 пробах пластовых жидкостей. Обнаружено, что количество денитрифицирующих бактерий в 1 $см^3$ пластовой жидкости в разных скважинах отличается и зависит от удаленности скважины от нагнетательного контура. Графически это проиллюстрировано на рис. 1, для которого использованы данные за 2004 г.

Из рисунка видно, что наибольшую численность бактерий (10^6) определили в пробе из скважины А-56, где концентрация нитрата натрия была в тот момент на уровне 5,7 мг-экв/$дм^3$. В пробе из скважины П-20 в 2004 году концентрация нитрата натрия была на уровне 0,8 мг-экв/$дм^3$, численность денитрифицирующих микроорганизмов соответствовала значениям порядка 10^3 клеток/$см^3$.

Наименьшую концентрацию нитрат-иона обнаружили в пробах из скважин, расположенных на расстоянии более 300 м от нагнетательного контура (Ан-34, А-38, А-36), где количество бактерий было на уровне 10^2…10 клеток/$см^3$, что характерно для незагрязненных подземных вод.

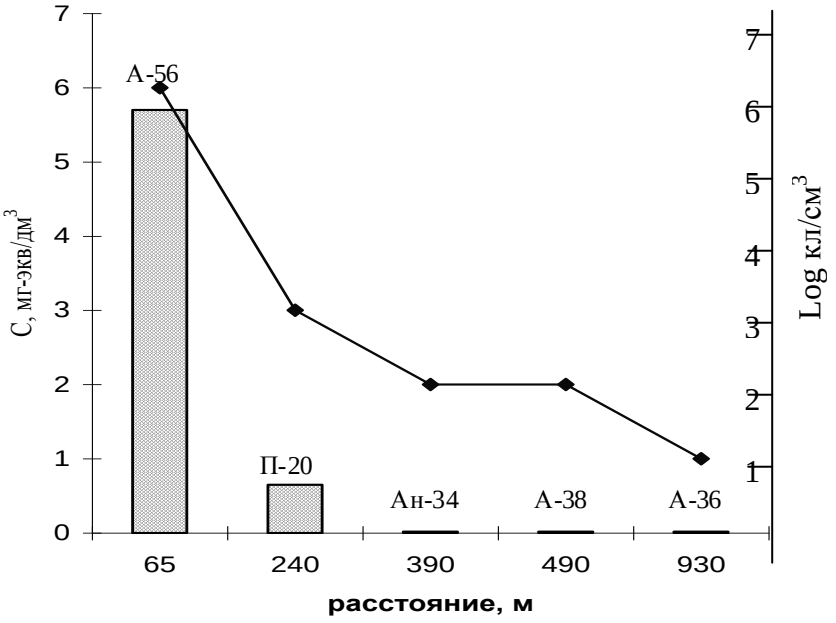


Рисунок 1 – Концентрация нитрат иона (столбчатая диаграмма) и численность денитрифицирующих микроорганизмов (кривая) в пробах, отобранных на разном расстоянии от нагнетательного контура за 2004 г.

Приведенные данные по распределению численности денитрифицирующих микроорганизмов в пробах пластовой жидкости, отобранных из второго горизонта хранилища РАО «Северный», являются свидетельством того, что этот параметр находится в тесной взаимосвязи с концентрацией нитрат-ионов в пластовой жидкости, Данный факт может являться доказательством того, что поступление отходов в подземные горизонты приводит к стимулированию денитрифицирующих микроорганизмов. Данные по изменению численности в 1 $см^3$ проб пластовой жидкости отобранных из подземных хранилищ РАО, могут быть использованы в качестве дополнительного маркера для определения фронта движения отходов пласте.

В лабораторных экспериментах был исследован процесс восстановления нитрат-иона бактериями, выделенными из хранилища РАО «Северный», которые были способны полностью переводить нитрат ионы в молекулярный азот. Денитрифицирующих бактерий культивировали на минеральной среде, содержащей нитрат и ацетат-ионы – основные макрокомпоненты отходов при температуре 20 °С. На рис. 2 показан процесс убывания нитрат иона из раствора с 25 ммоль/$дм^3$ до нулевых значений в течение 25 суток.

На основе полученных данных можно сделать вывод о том, что жизнедеятельность денитрифицирующих бактерий приводит к снижению концентрации нитрат-ионов, что важно учитывать при обработке данных по распространению компонентов отходов в пласте, для чего в существующую систему мониторинга следует включить микробиологические исследования (определение численности денитрифицирующих микроорганизмов).

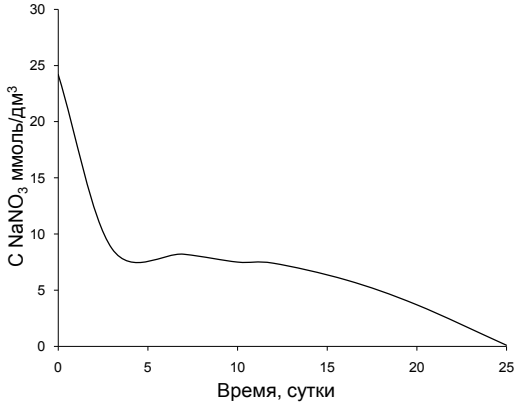


Рисунок 2 – Изменение концентрации нитрат-ионов в среде с сообществом микроорганизмов, выделенным из пластовой жидкости при температуре 20 °С

Список литературы

1 Rybal'chenko A.I., Pimenov M.K., Kostin P.P., Balukova V.D., Nosukhin A.V., Mikerin E.I., Egorov N.N., Kaimin E.P., Kosareva I.M. and Kurochkin, V.M. 1998. Deep Injection Disposal of Liquid Radioactive Waste in Russia. USA, Columbus, Richland, Battelle Press – 206 p.

2 Косарева И.М., Сафонов А.В., Савушкина М.К., Ершов Б.Г., Кабакчи С.А., Ревенко Ю.А., Хафизов Р.Р., Бондин В.В., Назина Т.Н. Физико-химический и микробиологический контроль полигонов глубинного удаления жидких радиоактивных отходов // Атомная энергия. – 2007. – Т. 103. – Вып. 2. – С. 106-112.

3 Косарева И.М., Сафонов А.В., Ершов Б.Г., Назина Т.Н. Вопросы оценки биогенного преобразования состава РАО, инкорпорированных в глубинный пласт-коллектор // Вопросы радиационной безопасности. – 2007. – № 3. – С. 50-57.

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ ОБРАЩЕНИЯ С РАО РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ ДЛЯ ГРАЖДАНСКОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Сущенко Д.К.
ОАО «Ведущий проектно-изыскательский и научно-исследовательский институт промышленной технологии» (ОАО «ВНИПИпромтехнологии»), г. Москва
E-mail: tgupalo@mail.ru

Аннотация

Деятельность реакторных производств энергетического назначения является, а с учетом современных планов развития атомной отрасли РФ – и будет продолжать являться в обозримое время основным источником образования радиоактивных отходов. Состав основного объема технологических РАО, образующихся при очистке контурных вод реакторов АЭС, в первом приближении пропорционален растворимости и удельному содержанию изотопов в составе выгорающего ядерного топлива, поскольку источником загрязнения контурных вод является процессы выщелачивания радиоактивных изотопов из утративших герметичность ТВЭЛов.

Обращение с РАО атомных электростанций по удельной активности, в основном, относящихся к категории САО, согласно принципам создаваемой в настоящее время Единой государственной системы обращения с РАО (ЕГС РАО) должно быть ориентировано на окончательную изоляцию в региональных приповерхностных могильниках. При этом, хотя свыше 99 % активности в составе РАО реакторных производств составляют радионуклиды с периодом полураспада не более 30 лет, зачастую упускается из внимания возможность высокого массового содержания в таких отходах долгоживущих продуктов деления: ^{129}I, ^{135}Cs, ^{14}C, обусловленного высокой растворимостью данных химических элементов в контурных водах при контакте с негерметичными топливными элементами.

Вместе с тем, при геологической изоляции РАО, наибольшую опасность представляют именно изотопы, сохраняющиеся в составе отходов на тысячи лет, и способные за это время преодолеть противомиграционные барьеры могильника и попасть в биосферу. Первичная оценка воздействия на окружающую среду проектируемых пилотных объектов окончательной изоляции РАО регионального назначения показала прогнозируемую протяженность ореолов распространения по изотопам ^{129}I и ^{14}C свыше 2 км в концентрациях, превышающих предельно допустимые, в случае загрузки могильника усредненными по составу технологическими РАО АЭС.

Таким образом, принципиальное снижение уровня долговременной безопасности региональных приповерхностных могильников при захоронении в них отходов со значительным содержанием долгоживущих изотопов ^{129}I и ^{14}C, неизменно присутствующих в технологических РАО реакторных производств и являющихся в слабощелочных условиях водопроводящих толщ пород, по сути, нейтральными мигрантами, вызовет ужесточение ограничений на включение данных изотопов в принимаемые на захоронение отходы или увеличение тарифной стоимости окончательного удаления РАО для АЭС. Такая ситуация свидетельствует о потенциальной востребованности технологий выделения данной фракции из общего объема кубовых остатков, ИОС и других технологических отходов реакторных производств.

В тоже время на радиохимических производствах широко применяются технологии селективного извлечения концентратов отдельных соединений из высокоактивных отходов сложного химического состава с использованием экстракционной системы на различных химических основах. Использование опыта накопленного на комбинатах в области глубокого выделения неметаллических радионуклидов ^{3}H, ^{129}I, ^{14}C для совершенствования ЕГС РАО может являться перспективным направлением развития технологий переработки отходов энергетических атомных производств.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА РЕКУЛЬТИВАЦИИ ПОДЗЕМНЫХ ВОД ПОСЛЕ ЗАВЕРШЕНИЯ ОТРАБОТКИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО БЛОКА МЕСТОРОЖДЕНИЯ УРАНА МЕТОДОМ ПОДЗЕМНОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ

Теровская Т.С., Кеслер А.Г., Носков М.Д.
ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: Apollonius@sibmail.com

В настоящее время возрастают требования к экологической безопасности добычи энергетического сырья. Одним из способов добычи урана, который оказывает минимальный вред окружающей среде, является метод скважинного подземного выщелачивания (СПВ).

Методом скважинного подземного выщелачивания разрабатывают экзогенные месторождения урана, в которых рудное тело находится в хорошо проницаемом подземном водоносном горизонте (продуктивном горизонте). Добыча урана методом СПВ осуществляется непосредственно в области залегания рудного тела путем создания системы технологических скважин [1]. Извлечение урана из рудного тела происходит с помощью системы (откачных и закачных) скважин, объединенных в технологические блоки. Через нагнетательные скважины в продуктивный горизонт поступает выщелачивающий раствор, содержащий реагенты, способные растворять урановые минералы. В результате физико-химического взаимодействия урановых минералов и вмещающих пород с выщелачивающим реагентом в подземном водоносном горизонте образуется содержащий уран продуктивный раствор, который извлекается на поверхность с помощью откачных скважин.

В отличие от открытого и шахтного способов отработки месторождений, СПВ урана не сопровождается образованием отвалов пород и хвостохранилищ, осушением подземных водоносных горизонтов, образованием сбросных вод гидрометаллургических заводов и др. Таким образом, метод СПВ оказывает наименьшее влияние на окружающую среду. Однако в процессе СПВ происходит накопление загрязняющих веществ в продуктивном горизонте, как вследствие нагнетания выщелачивающих растворов, так и в результате взаимодействии рудовмещающей породы с выщелачивающими реагентами.

В связи с большими глубинами залегания рудных тел, непосредственное наблюдение за распространением загрязнений существенно затруднено. Одновременное протекание сложных взаимосвязанных физико-химических и гидродинамических процессов при СПВ урана делает невозможным аналитический расчет распространения загрязняющих веществ в подземных водах. В связи с этим, в настоящей работе для исследований экологической нагрузки на подземную гидросферу в процессе СПВ и после его завершения и выработки методики проведения природоохранных мероприятий, использовался специализированный программный комплекс [2].

Программный комплекс представляет собой многопоточное, многооконное проблемно-ориентированное программное обеспечение. Комплекс состоит из геологической геоинформационной, технологической и моделирующей систем. Геологическая геоинформационная система предназначена для ввода, хранения, обработки и визуализации пространственно-временных и атрибутивных данных, характеризующих состояние продуктивного горизонта в рассматриваемой области. Технологическая система предназначена для ввода, хранения и визуализации данных о работе добычного комплекса. Технологическая система позволяет создавать, хранить и визуализировать цифровые модели технологических объектов (блоков, ячеек, нагнетательных и откачных скважин). Моделирующая система состоит из двух блоков и описывает гидродинамические и физико-химические процессы, происходящие в продуктивном горизонте при сернокислотном СПВ урана. Гидродинамический блок включает в себя расчет распределения давления, скорости фильтрации растворов, конвективного массопереноса и гидродинамической дисперсии. Моделирование гидродинамических процессов выполняется с учетом режимов работы технологических скважин, неоднородности фильтрационных параметров продуктивного горизонта и регионального потока подземных вод. В физико-химический блок включены расчеты процессов выщелачивания урана при взаимодействии рабочего раствора с урановыми минералами, потерь серной кислоты в результате взаимодействия с кислотопоглощающими минералами, растворения-осаждения минералов, гомогенных и гетерогенных окислительно-восстановительных процессов, сорбции, комплексообразования. Также в моделирующую систему входит база данных по кинетическим коэффициентам и параметрам равновесия, протекающих в системе физико-химических процессов.

В настоящей работе для оценки экологической нагрузки на подземную гидросферу в процессе СПВ и после его завершения и выработки методики проведения природоохранных мероприятий, было произведено моделирование процесса СПВ урана на реальном технологическом блоке.

По результатам моделирования выявлено, что после завершения эксплуатации технологического блока, серная кислота быстро нейтрализуется и незначительно выходит за контур блока. Уран в жидкой фазе распространяется на небольшие расстояния от блока (20 м на момент окончания эксплуатации блока, ПДК – 1,4 мг/дм^3, рисунок 5, а), т.к. переходит в твердую фазу при нейтрализации кислоты. Сульфат ион имеет наибольшую миграционную способность и распространяется на большие расстояния, чем уран и кислота (40…80 м на момент окончания эксплуатации блока, ПДК – 500 мг/дм^3, рисунок 4, а), таким образом, по распределению сульфат иона можно судить о степени загрязнения подземных вод. В течение работы технологического блока область его распространения возрастает. После окончания отработки блока, при отсутствии проведения процесса рекультивации подземных вод, ореол сульфат иона сносится региональным потоком, со временем его концентрация становится меньше из-за разбавления пластовыми водами.

Несмотря на возможность самостоятельного восстановления продуктивного горизонта от сульфат иона и прочих загрязняющих компонентов, в некоторых случаях целесообразно поводить рекультивацию подземных вод. Одним из методов рекультивации является откачка загрязненных растворов до достижения в продуктивном пласте концентраций загрязняющих компонентов значений ниже ПДК.

Выявлено, что для обеспечения эффективной откачки загрязненных растворов целесообразно использовать все откачные и нагнетательные скважины, расположенные в

направлении течения подземных вод, с последующим их отключением в процессе рекультивации при достижении в откачных растворах скважины концентраций загрязняющих компонентов ниже ПДК. Это обеспечивает наименьшее время процесса рекультивации, оптимальный объем откачных растворов и затрат на эксплуатацию скважин. На рисунках 1, 2 и 3 приведены гистограмма зависимости числа работающих скважин и графики зависимости объема откачных растворов, концентраций урана и сульфат иона от времени процесса рекультивации.

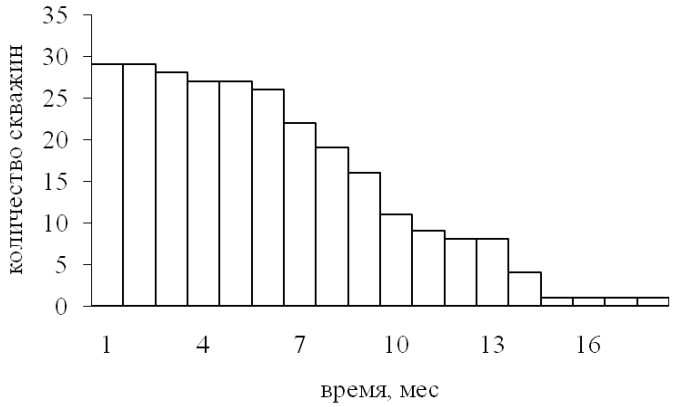


Рисунок 1 – Зависимость количества работающих скважин от времени

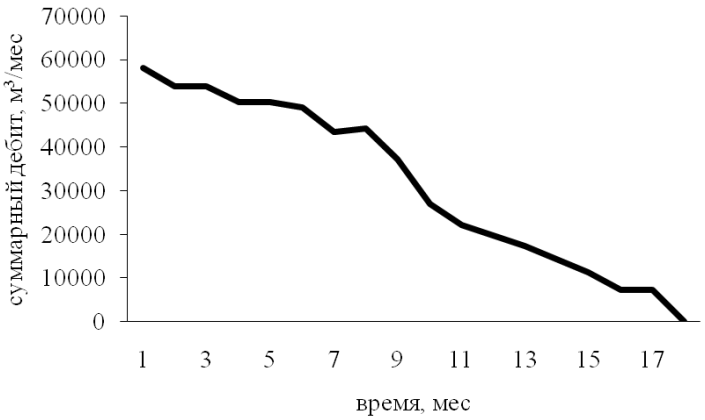


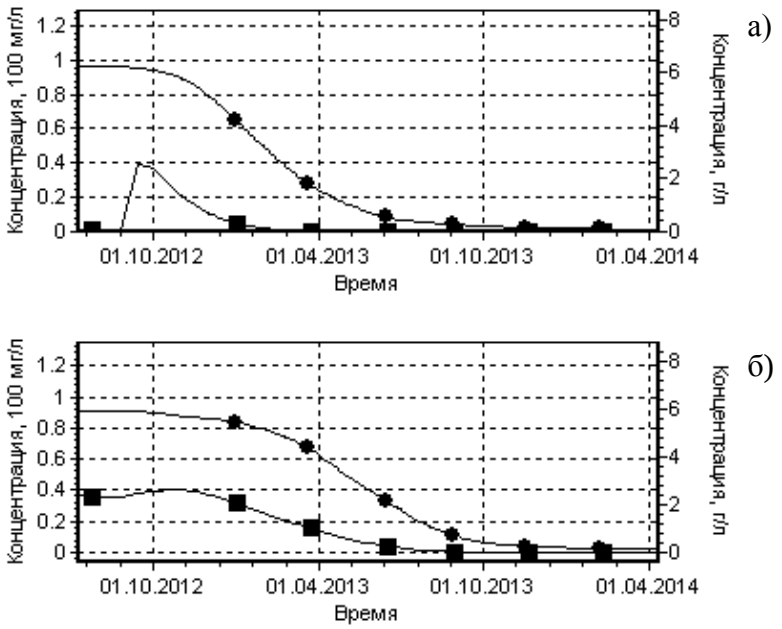
Рисунок 2 – Временная зависимость суммарного дебита

Продолжительность процесса рекультивации составила 18 мес. До начала рекультивации на технологическом блоке было добыто 188,5 т урана, затрачено 1270 т серной кислоты. За время проведения рекультивации подземных вод дополнительно извлечено 4,9 т урана, 320 т серной кислоты и 1354,7 т сульфат иона.

На приведенных ниже рисунках 4, 5 показана динамика распределения сульфат иона и урана в жидкой фазе в процессе рекультивации подземных вод. Интервал времени составляет 6 месяцев, стрелкой показано направление регионального потока, скорость которого составляет 1,5 м/год, кружками показаны работающие в процессе рекультивации скважины.

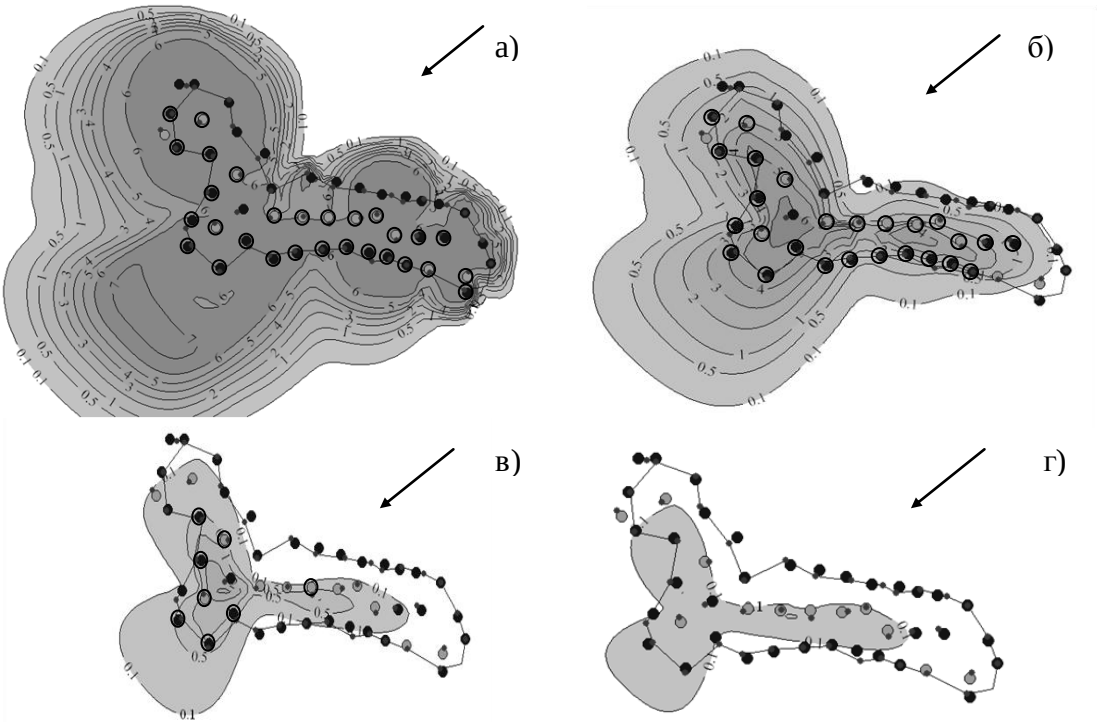
Для разработки методики рекультивации подземных вод целесообразно применять методы компьютерного моделирования, т.к., даже при достижении в откачных растворах загрязняющих компонентов значений ниже ПДК при рекультивации, в областях расположенных между скважинами, могут оставаться воды с превышенным содержанием загрязняющих веществ, а достоверный количественный расчет распространения загрязненных растворов невозможен, непосредственное наблюдение – затруднено.

Таким образом, работа геотехнологического предприятия приводит к незначительным загрязнениям подземных вод. Области загрязнения определяются распространением сульфат иона, т.к. этот компонент имеет максимальную миграционную способность. При необходимости образовавшиеся загрязнения в процессе СПВ урана возможно удалить, откачав ври этом около 10 % от объема откачных растворов.



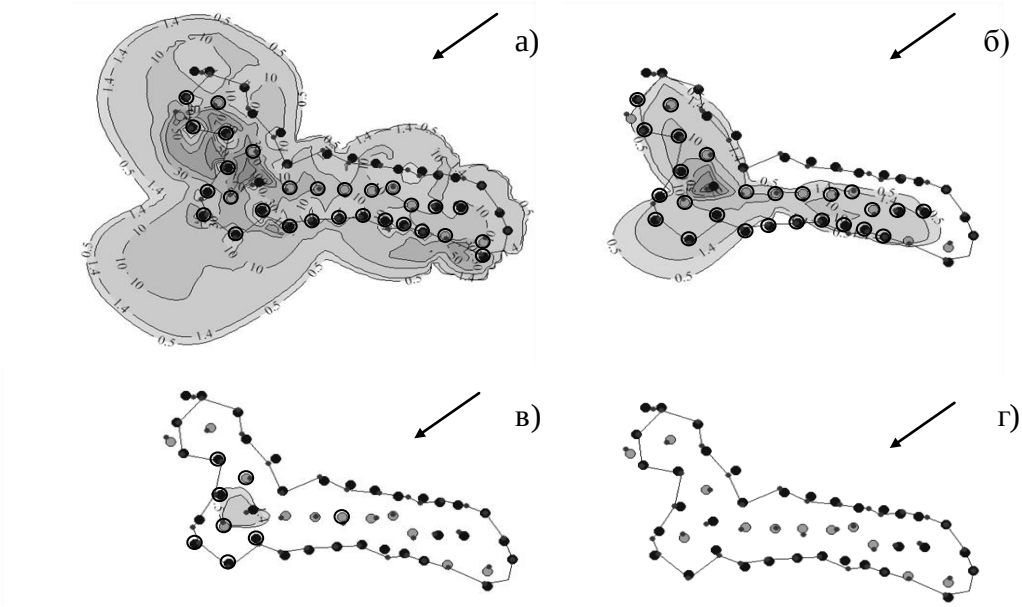
а) для одной из скважин ранее работающей на закачку;
б) для одной из скважин ранее работающей на откачку

Рисунок 3 – Зависимость концентраций урана и сульфат иона от времени процесса рекультивации



а) концентрация сульфат иона на момент окончания эксплуатации блока;
б) концентрация сульфат иона спустя 6мес после окончания работы блока;
в) концентрация сульфат иона спустя 12 мес.; г) концентрация сульфат иона спустя 18 мес.

Рисунок 4 – Распределения сульфат иона на разный момент времени



а) концентрация урана на момент окончания эксплуатации блока;
б) концентрация урана спустя 6мес после окончания работы блока;
в) концентрация урана спустя 12 мес.; г) концентрация спустя 18 мес.

Рисунок 5 – Распределения урана в жидкой фазе на разный момент времени

Список литературы

1 Мамилов В.А., Петров Р.П., Шушания Г.Р. и др. Добыча урана методом подземного выщелачивания. – М.: Атомиздат, 1980. – 248 с.

2 Жиганов А.Н., Истомин А.Д., Носков М.Д. и др. Программный комплекс для моделирования процесса подземного выщелачивания урана. – М.: Руда и металлы, 2005. – С. 297-306.

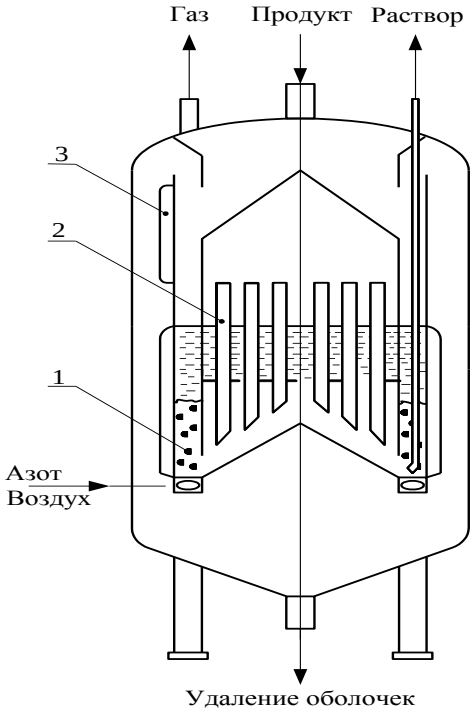
ЭРОЗИЙНЫЙ ИЗНОС АППАРАТОВ В РАДИОХИМИЧЕСКОЙ ТЕХНОЛОГИИ

Хлебус К.А., Истомин В.Л.
«Институт гидродинамики имени М.А. Лаврентьева» СО РАН, г. Новосибирск
E-mail: istomin@hydro.nsc.ru

На сегодняшний день одной из важных задач сферы промышленной безопасности в целом и при обеспечении промышленной безопасности в атомной индустрии в частности, является проведение анализа опасностей и оценки риска техногенных аварий. Что в свою очередь заставляет промышленность идти по пути как создания нового оборудования и новых технологических процессов, так и искать пути модернизации и продления срока службы существующего, при исключении вероятности выхода оборудования из строя, что в условиях взрыво-, пожароопасной и радиационной среды может привести к катастрофическим последствиям.

Для осуществления процесса выщелачивания ядерного топлива на заводе РТ установлены аппараты-растворители периодического действия, представляющие собой кольцевой ядерно-безопасный реактор с пневматической выгрузкой оболочек (рисунок 1).

Нарезанные куски ТВС из агрегата рубки поступают по герметично присоединенному трубопроводу на распределительный конус аппарата-растворителя и с определенной равномерностью распределяются по кольцевому реакционному пространству, в котором производиться выщелачивание топлива. В нижней части кольцевого пространства имеются сопла, через которые под давлением 1,5…2,0 МПа подается сжатый воздух или азот для выброса оболочек после растворения материала сердечника. Поскольку аппарат-растворитель состоит из шести секций, выброс оболочек производится последовательно из каждой секции [1, 2].



1 – куски ТВС; 2 – стержни с поглотителями нейтронов; 3 – пароводяная рубашка

Рисунок 1 – Схема аппарата-растворителя периодического действия с пневматической выгрузкой оболочек

После выщелачивания ядерного топлива в кольцевом пространстве аппарата остаются куски конструкционного материала оболочек. Это связано с изготовлением оболочек из термостойких, механически прочных и коррозионно-стойких материалов с высокой теплопроводностью, таких как цирконий и его сплавы или нержавеющая сталь, практически не растворимых в азотнокислых растворах.

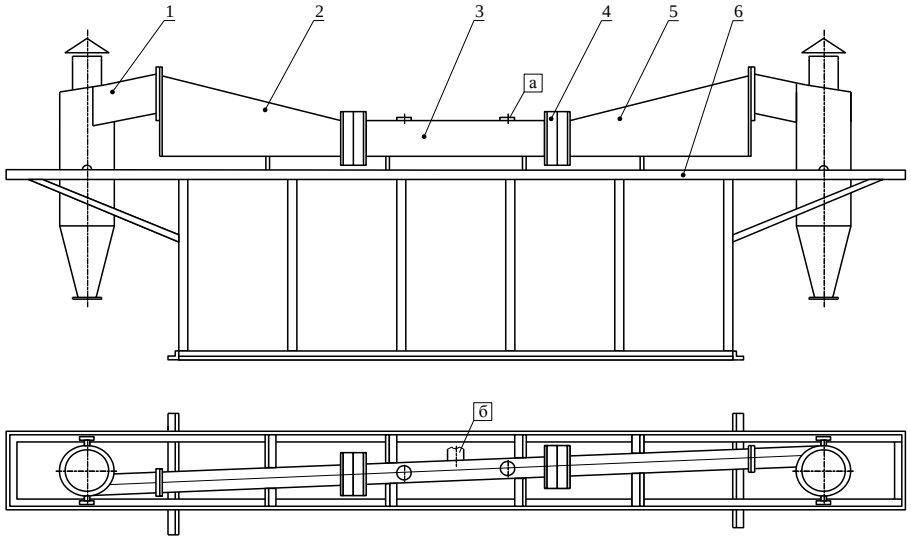
Остающийся осадок промывается и пневмоимпульсом последовательно удаляется из каждой секции, что в свою очередь вызывает эрозионный износ в местах контакта осадка с конструкционными частями секций аппарата, тем самым сокращая срок его службы.

В процессе эксплуатации наиболее уязвимые места в аппарате подвергаемые эрозионному износу, связаны с межсекционными перегородками (особенно места стыков), имеющие в нижней части щелевые отверстия для перелива раствора по секционному пространству аппарата-растворителя с целью удалении раствора.

Эрозионный износ вызывается за счет движения мелких металлических частиц под действием газа или жидкости. Для исследования данного процесса была спроектирована и изготовлена специальная установка (рисунок 2) .

Установка исследования процесса эрозии состоит из набора секций (2), (3) и (5), представляющих собой сборку последовательно соединенных развернутых плоских копий трех кольцевых секций аппарата-растворителя (см. рисунок 1) в масштабе 1 : 1. Основная секция, из которой моделировалось истечение воздушной массы в соседние секции, была секция II (3), а две соседние секции отделялись перегородками с различными отверстиями. Отверстия в перегородках представляли собой в одном случае щель высотой 7 мм и шириной 50 мм, а в другом полукруг радиусом 7 мм. Для визуализации процесса были установлены смотровые блоки (4) из плексигласа, которые позволяли фиксировать происходящее в секции на цифровую фотокамеру. В блоки, для исследования эрозионного износа были установлены образцы истирания – пластины, имитирующие днище аппарата, материалом которых также являлся плексиглас.

Программа эксперимента состояла в моделирование двух возможных случаев истечения воздушной массы в соседние секции, в одном случае секции установки были без воды, а в другом – эксперимент проводился при заполненных секциях водою объемами 3, 15 и 30 литров соответственно.

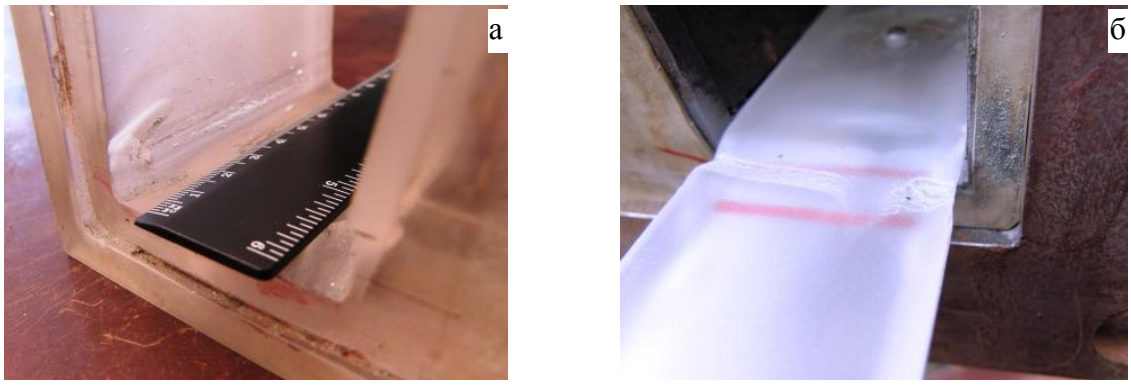


1 – циклон; 2 – секция I; 3 – секция II; 4 – смотровой блок; 5 – секция III; 6 – рама;
а – подача абразива; б – подача сжатого воздуха

Рисунок 2 – Схема экспериментальной установки исследования процесса эрозии

В ходе эксперимента, не зависимо от количества залитой воды в секциях, в секцию (3) через патрубок «а» засыпалось 100 граммов абразива (электрокорунд нормальный, марка 14А ГОСТ 28818-90), с зернистостью не более 320 мкм. Для разгона частиц, в секцию (3), через патрубок «б» из ресивера объемом 1,65 м^3 подавался импульс сжатого воздуха с соотношением давлений начального к конечному 2,0/1,0 МПа. При этом в секции (3) установки с помощью датчика давления 100-ДИ марки «Метран» измерялось пиковое давление и продолжительность импульса, которые соответственно составили 1,2 МПа и 5 секунд.

После каждых 5 выстрелов производилось фотографирование и взвешивание образцов истирания, а также фотографирование смотрового блока. В смотровом блоке (рисунок 3, а), также как и на образце (рисунок 3, б) наблюдался результат эрозии, из которого было видно, что активно истираются стыки – углы блока.



а – износ стыков смотрового блока; б – износ образца истирания

Рисунок 3 – Визуальные характеристики эрозионного износа после 15 выстрелов

На рисунке 4 представлены два образца истирания, слева образец, с заполнением секций установки водою объемом 30 литров, а справа – без воды, на которых моделировалось истечение воздушной массы через полукруглое сечение. Из данного рисунка видно, что фронт развития эрозии, строго соответствует направленному движению потока частиц, причем интенсивность воздействия на пластины зависит от пятна контакта воздуха с образцом. Это отчетливо прослеживается на образце слева, где видно сглаженное воздействие воздуха при помощи воды.

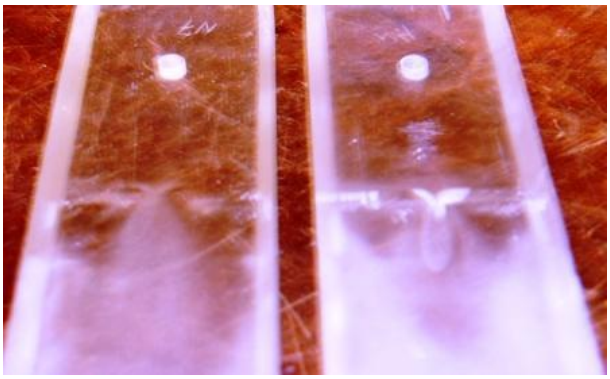


Рисунок 4 – Визуальные характеристики эрозионного износа образцов

Результат взвешивания образцов истирания в зависимости от условий эксперимента приведен в таблице 1.

Таблица 1 – Износ образцов в эксперименте с плоской и полукруглой щелью

№ п/п	Кол-во выстрелов, шт.	Масса образца, г							
		№ 1	№ 2	№ 3	№ 4	№ 5	№ 6	№ 7	№ 8
		Плоская щель				Полукругла щель			
		Объем воды, дм^3							
		0	3	15	30	0	3	15	30
1	0	151,614	154,688	154,235	155,188	128,008	128,665	128,992	129,836
2	5	150,107	154,073	154,130	155,100	127,545	128,651	128,915	129,807
3	10	148,832	153,545	153,691	154,920	127,015	128,475	128,842	129,775
4	15	147,255	152,700	153,344	154,775	126,355	128,007	128,633	129,735

На основании полученных результатов (см. таблицу 1) была сформирована сводная таблица результата эрозионного износа.

Таблица 2 – Сводная таблица результатов исследования процесса эрозии

Номер образца	Износ образца		Объем воды, дм^3	Характеристика отверстия
	г	%		
1	4,359	100	0	Плоская щель
2	1,988	46	3	
3	0,891	20	15	
4	0,413	10	30	
5	1,653	100	0	Полукруглая щель
6	0,658	40	3	
7	0,359	22	15	
8	0,101	6	30	

Таким образом, из таблицы 2 видно, что эрозионный износ образца истирания резко уменьшается по мере увеличения объема жидкости находящейся в секциях, не зависимо от характеристики выходного отверстия щели. При этом надо отметить, что эрозия, вызываемая жидкостью на порядок ниже, чем от воздуха.

Список литературы

1 Химическая технология облученного ядерного топлива: Учебник для вузов / Б.В. Громов, В.И. Савельев, В.Б. Шевченко. – М.: Энергоатомиздат, 1983. – 352 с.

2 Радиохимическая переработка ядерного топлива АЭС / В.И. Землянухин, Е.И. Ильенко, А.Н. Кондратьев. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 280 с.

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В XXI ВЕКЕ И ЕЕ БЕЗОПАСНОСТЬ

ОЦЕНКА ВЕРОЯТНОСТИ ПОВРЕЖДЕНИЯ СВАРНОГО СОЕДИНЕНИЯ № 111 ПГВ-1000М С УЧЕТОМ ФАКТИЧЕСКИХ УСЛОВИЙ НАГРУЖЕНИЯ

Воронова О.В., Голубева О.В.
ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск
E-mail: qwerttya@mail.ru

Введение

Первые повреждения парогенератора ПГВ-1000М в зоне сварного соединения № 111 «горячего» коллектора были обнаружены на ПГ-1 блока № 5 НВАЭС в ноябре 1998 года [1]. В дальнейшем подобные повреждения были обнаружены на восьми парогенераторах и на четырех из них повторно. На рисунке 1 показан парогенератор ПГВ-1000М и коллектор с характерными повреждением в зоне сварного соединения № 111.

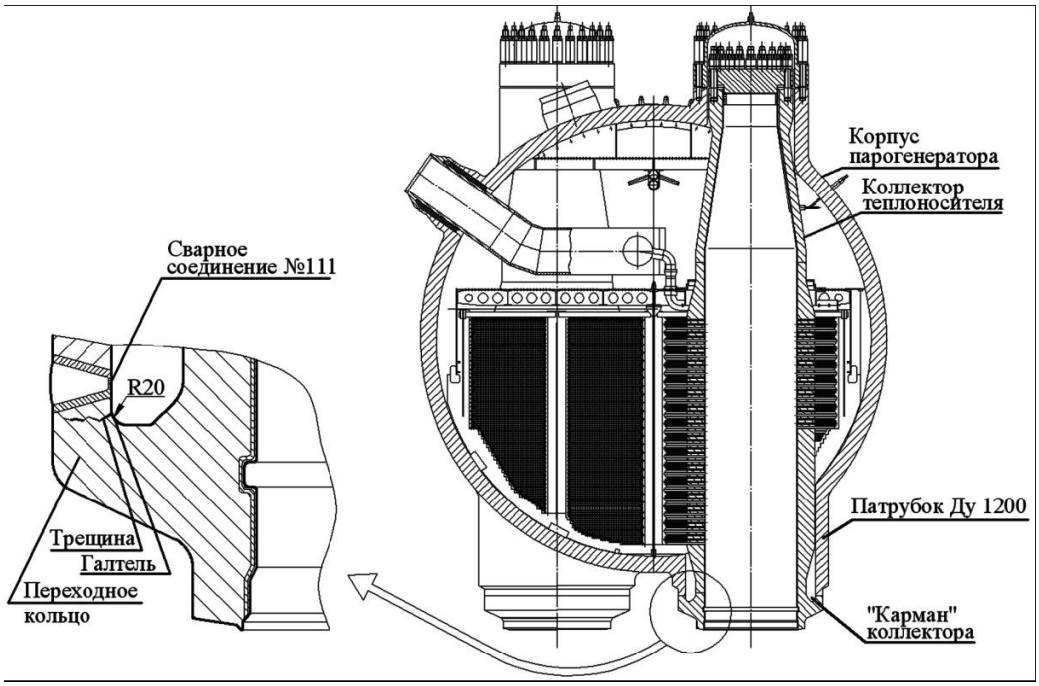


Рисунок 1 – Парогенератор ПГВ-1000М

В настоящей работе получены оценки вероятности разрушения сварного соединения № 111 ПГВ-1000М для энергоблока № 5 НВАЭС с использованием уточненных данных по напряженному состоянию при следующих ограничениях и допущениях:

а) процесс зарождения дефектов не рассматривается;

б) плотность начальных трещин соответствует требованиям нормативной документации к качеству металла и не меняется в процессе эксплуатации;

в) влияние коррозионной среды на развитие дефектов учитывается следующим образом:

1) при коррозионном растрескивании под напряжением введением феноменологического коэффициента интенсивности напряжений K_{1scc}, соответствующего растрескиванию материала в условиях коррозионной среды;

2) при коррозионно-усталостном развитии дефектов введением коэффициента A_0 в уравнении Пэриса.

1 Исходные данные

1.1 Дефектность

Вероятностная оценка развития дефектов проводилась для шести уровней дефектности. При этом для всех шести уровней дефекты схематизируются в полуэллиптические поверхностные расчетные трещины.

Распределения размеров (длин и глубин) расчетных трещин для зоны сварного шва для всех шести уровней дефектности строятся следующим образом:

- закон распределения принимается логарифмически нормальным;
- математические ожидания логарифмически нормального распределения глубин и длин расчетных трещин определяются с использованием формул схематизации дефектов, как полусумма логарифмов $\ln(a_0)$, $\ln(l_0)$, соответствующих наименьшим фиксируемым эквивалентным площадям S_0 и $\ln(a_1)$, $\ln(l_1)$, соответствующих наибольшим допустимым эквивалентным площадям S_1:

$$q_a = 0{,}5[\ln(0{,}54(S_0)^{0,5}) + \ln(0{,}54(S_1)^{0,5})], \quad (1)$$

$$q_l = 0{,}5\{\ln[5(0{,}54(S_0)^{0,5})] + \ln[5(0{,}54(S_1)^{0,5})]\}; \quad (2)$$

- стандартные отклонения логнормального распределения глубин и длин расчетных трещин для сварных швов и основного металла определяются соответственно путем численного решения следующих уравнений:

$$\frac{1}{w_a\sqrt{2\pi}} \int_{a0}^{a_*} \frac{1}{x}\exp[-\frac{(\ln x - q_a)^2}{2w_a^2}]dx = P_a(a \le a_*), \quad (3)$$

$$\frac{1}{w_l\sqrt{2\pi}} \int_{l_0}^{l_*} \frac{1}{y}\exp[-\frac{(\ln y - q_l)^2}{2w_l^2}]dy = P_l(l \le l_*), \quad (4)$$

где a_0, l_0 – глубины и длины расчетных трещин, соответствующие наименьшим фиксируемым эквивалентным площадям [2]; a_*, l_* – заданные размеры расчетных трещин с вероятностями $P_a(a \le a_*)$, $P_l(l \le l_*)$, соответствующие выбранному уровню дефектности; q_a, q_l – математические ожидания логарифмов глубин и длин расчетных трещин, определяемые по формулам (1), (2); w_a, w_l – стандартные отклонения логарифмов глубин и длин расчетных трещин. $P_a(a \le a_*)$, $P_l(l \le l_*)$ – вероятности превышения глубин и длин расчетных трещин заданных размеров.

Математические ожидания q_a, q_l являются постоянными величинами для всех шести уровней дефектности, а стандартные отклонения w_a, w_l определяются с помощью уравнений (3), (4) в зависимости от заданных размеров расчетных трещин a_*, l_* для каждого уровня дефектности.

Первому уровню дефектности для зоны сварного соединения соответствуют дефекты с размерами, соответствующими наибольшим допустимым эквивалентным площадям S_1 в соответствии с [2] с вероятностями их непревышения, равными 0,95. Со второго по шестой уровни дефектности соответствующие заданные размеры дефектов увеличиваются от размеров, соответствующих требованиям нормативной документации, до размеров, соответствующих постулированному дефекту в соответствии с [2]: $a_* = 18$ мм и $l_* = 90$ мм и вероятностями его непревышения: $P_a(a \le a_*) = P_l(l \le l_*) = 0{,}95$.

Распределение количества расчетных трещин по поверхности металла в зоне сварного шва описывается распределением Пуассона:

$$p(k) = \mu_0^{\,k} \exp[-\mu]/k!, \quad (5)$$

где μ_0 – математическое ожидание числа трещин в эталонной области постулируемого распределения p(k).

Оценка математических ожиданий количества дефектов для зоны сварного соединения № 111 зависит от максимально возможных размеров расчетных трещин a_*, l_*, то есть, зависит от рассматриваемого уровня дефектности.

Параметры логарифмически-нормального закона распределения глубин и длин начальных расчетных трещин и соответствующие им максимальные размеры дефектов, соответствующие 95 % вероятности их непревышения, для шести уровней дефектности, определенные в соответствии с представленным подходом, представлены в таблице.

Таблица – Распределение начальных дефектов

Уровень дефектности	Глубина дефекта			Длина дефекта			μ_0
	q_a	w_a	a_*	q_l	w_l	l_*	
1	0,911	0,114	3,0	2,521	0,114	15,0	15,3
2		0,535	6,0		0,535	30,0	5,1
3		0,782	9,0		0,782	45,0	3,8
4		0,957	12,0		0,957	60,0	3,2
5		1,092	15,0		1,092	75,0	2,9
6		1,203	18,0		1,203	90,0	2,8

1.2 Расчетные режимы

При расчете напряженно-деформационного состояния (НДС) была использована МКЭ-модель, приведенная на рисунке 2.

В качестве иллюстрации приведено напряженное состояние для номинального режима на рисунке 3.

Во время анализа проектные режимы: НУЭ, ННУЭ, ПА объединяются в расчетные режимы: холодное состояние – № 1, заполненное состояние – № 2, состояние при T_h – № 3, горячее состояние – № 4, состояние отключенной петли – № 5, номинальный режим – № 6, заполнение – № 7, гидравлическое испытание первого контура – № 8, гидравлическое испытание второго контура – № 9, разогрев до горячего состояния – № 10, подъем мощности – № 11, снижение мощности – № 12, срабатывание АЗ – № 13, отключение петли – № 14, подключение петли – № 15, расхолаживание – № 16, обесточивание станции – № 17, разрыв паропровода – № 18, малая течь – № 19.

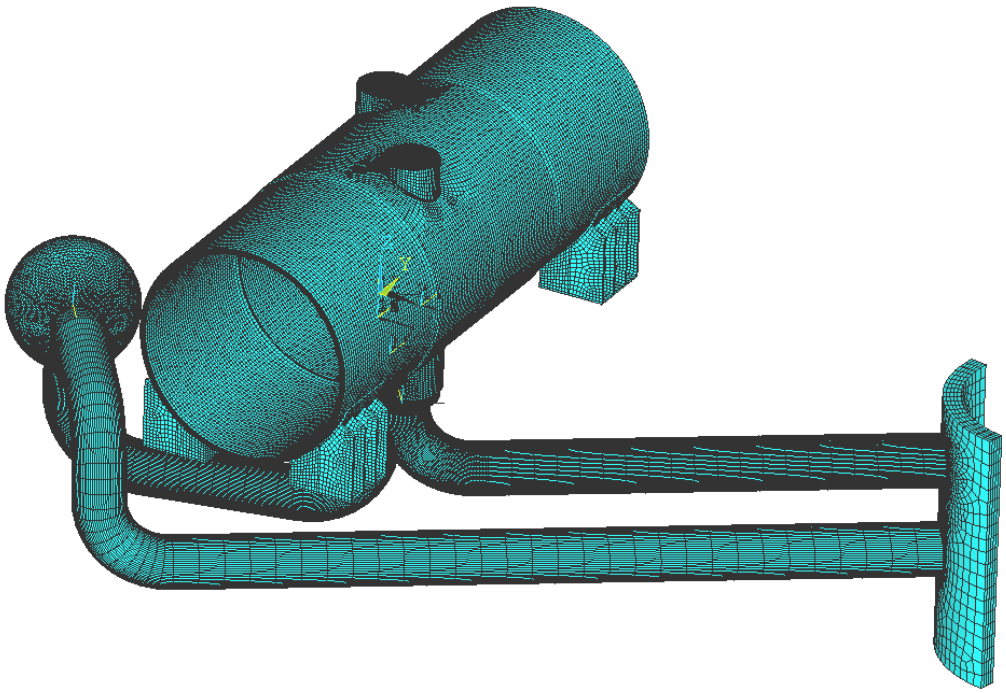


Рисунок 2 – Расчетная модель

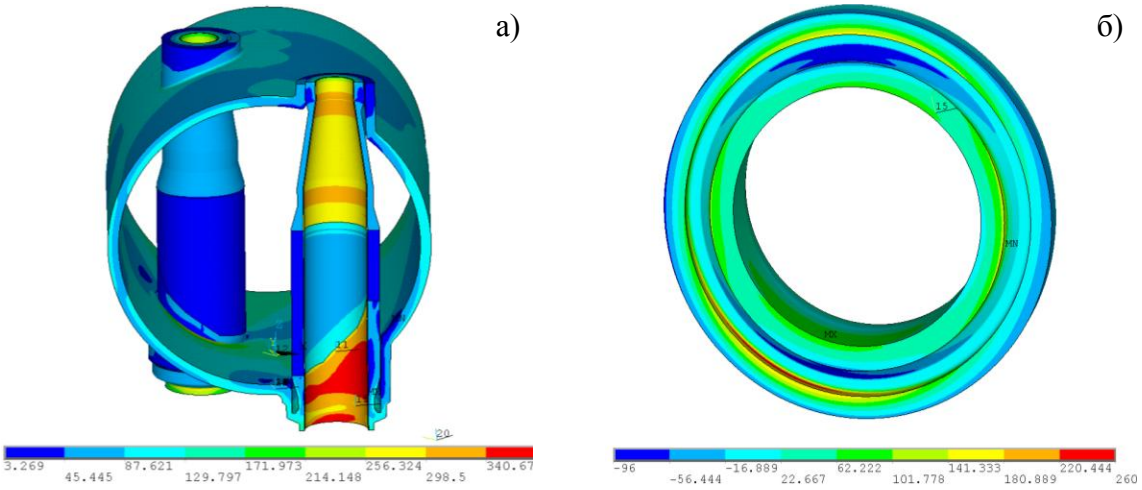


Рисунок 3 – Распределение интенсивности в номинальном режиме:
а) в коллекторе; б) в сварном соединение № 111

2 Вероятностная оценка

Расчеты вероятностей возникновения течей и крупномасштабного разрушения для зоны сварного соединения № 111 выполняются в следующей последовательности:

- подготовка исходных данных, построение распределений для рассматриваемых уровней дефектности;
- определение вероятности разрушения для каждого уровня дефектности;
- построение зависимости вероятности разрушения в зависимости от уровня дефектности.

Вероятностный анализ разрушения выполняется с использованием вычислительной программы МАВР-2.1. Прогнозируемое распределение глубин дефектов описывается плотностью распределения $p(a,t_o)$, которая определяется начальным распределением обнаруженных в результате контроля дефектов $p(a_o,t_o)$ и вероятностью обнаружения дефектов $P_d(a)$:

$$p(a,t_o) = p(a_o,t_o)/(P_d(a)\int_o^s p(a_o,t_o)/P_d(a)da)). \quad (6)$$

Распределение плотности дефектов в расчетной области описывается распределением Пуассона (5).

При наличии в эталонной области k трещин условная вероятность разрушения этого элемента равна:

$$P_{i/PC_J} = 1 - \left[1 - P1_{i/PC_J}(t)\right]^{kQ}. \quad (7)$$

Условная вероятность разрушения $P1_{i/PC_J}(t)$ для i-го критерия разрушения при наличии одной трещины в момент времени t определяется следующим образом:

$$P1_{m,i/PC_J}(t) = \int_0^s p(a,t)F_{m,i/PC_J}(a,t)da\ , \quad (8)$$

$$P1_{кр,i/PC_J}(t) = \int_0^{2\pi r} p(l,t)F_{кр,i/PC_J}(l,t)dl \quad (9)$$

Распределения критических глубин трещин $F_{т,i/PC_J}(a,t)$ определяются на основе:

- критерия коррозионного растрескивания (по критическому коэффициенту интенсивности напряжений, соответствующему коррозионному растрескиванию):

$$K_1 = K_{1scc}, \quad (10)$$

- критерия упругопластического разрушения (по критическому раскрытию трещины);
- критерия вязкого разрушения (по возникновения локальной пластической нестабильности).

Распределения критических длин трещин $F_{кр,i/PC_J}(l,t)$ определяются на основе:

- критерия хрупкого разрушения (по критическому коэффициенту интенсивности напряжений):
- критерия упругопластического разрушения (по критическому раскрытию трещины);
- критерия вязкого разрушения (по возникновению общей пластической нестабильности).

Расчеты вероятности разрушения для зоны сварного соединения № 111 выполняются для шести уровней дефектности за четыре периода времени: 4 года, 10, 15, 20, 25 и 30 лет. В результате выполнения расчетов определяются:

- вероятности образования сквозных трещин для четырех механизмов разрушения, включая коррозионно-усталостный рост дефектов;
- вероятности крупномасштабного разрушения для трех механизмов разрушения.

3 Результаты расчетного анализа

В результате расчетов получены оценки вероятности образования сквозных трещин и крупномасштабного разрушения для рассматриваемых шести уровней дефектности и для разных периодов эксплуатации (4 года, 10, 15, 20, 25, 30 лет).

Графики изменения вероятности образования течи в зависимости от периода эксплуатации для разного уровня дефектности построены и представлены на рисунке 4.

Оценки вероятности крупномасштабного разрушения (КР) проводились по трем критериям разрушения: хрупкому (по критическому коэффициенту интенсивности напряжений), упругопластическому (по критическому раскрытию трещины), вязкому (возникновение общей пластической нестабильности). Результаты представлены на рисунке 5.

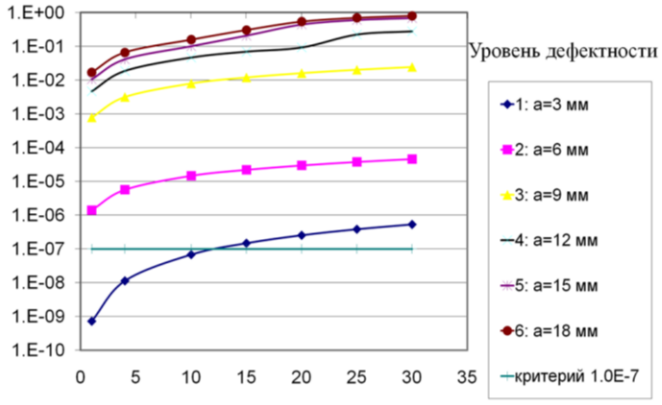


Рисунок 4 – Вероятность образования сквозной трещины при коррозионно-усталостном росте дефектов

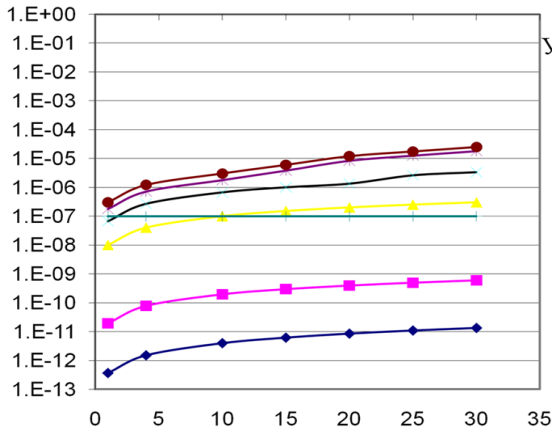


Рисунок 5 – Вероятность крупномасштабного разрушения для сварного соединения № 111 для разных уровней дефектности

Заключение

1 Проведен анализ конструкции, технологии изготовления и напряженного состояния при эксплуатации сварного соединения № 111.

2 Смоделированы 6 уровней дефектности.

3 Получены оценки вероятности течей и КР на основе методов механики разрушения для учтенного напряженного состояния.

4 Результаты приведены на рисунках 4, 5.

5 Дальнейшие развитие работы планируется в следующих направлениях:

- исследование влияния характеристик выявляемости систем контроля на ВАР;
- сбор и анализ данных по коррозионно-усталостному развитию дефектов для уточнения параметров K_{1scc}, а также A_0;
- анализ проектных и эксплуатационных режимов для оценки их влияния на ВАР.

Список литературы

1 Лукасевич Б.И., Трунов Н.Б., Драгунов Ю.Г., Давиденко С.Е. Парогенераторы реакторных установок ВВЭР для атомных электростанций. – М.: ИКЦ «Академкнига», 2004.

2 Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-002-86. – М.: Энергоатомиздат, 1989.

БОРЬБА ТЕХНОЛОГИЙ НА МИРОВОМ РЫНКЕ ОБОГАЩЕНИЯ УРАНА

Давыдов А.С.
ОАО «Техснабэкспорт», г. Москва
E-mail: as_davydov@bk.ru

На сегодняшний день на мировом рынке присутствуют 4 компании, которые предоставляют услуги по обогащению урана – это AREVA, TENEX, URENCO, USEC. Но только 2 компании AREVA и USEC продолжают использовать устаревшую и, вместе с этим, экономически нецелесообразную газодиффузионную технологию. В связи с этим в мире проводится технологическое перевооружение обогатительной отрасли, которое масштабно трансформирует рынок услуг по обогащению урана. Результатом этого может стать полный вывод из эксплуатации устаревшей технологии газовой диффузии и замена ее на более эффективную – центрифужную и, с некой долей вероятности, лазерную (см. рисунок 1).

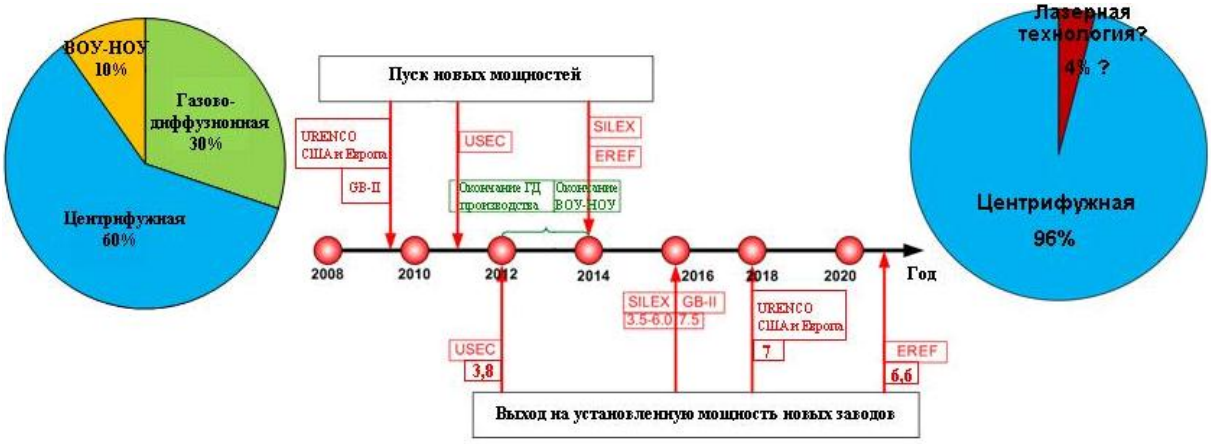
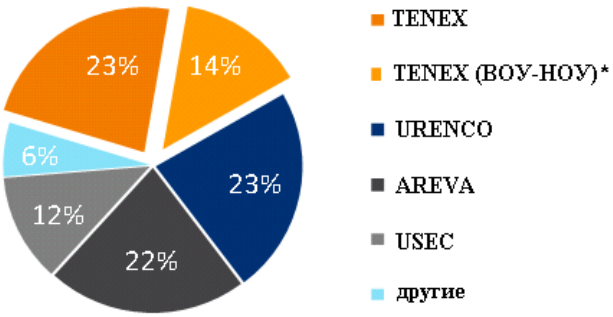


Рисунок 1 – Эволюция обогатительной технологии

ОАО «Техснабэкспорт» (TENEX) в настоящее время входит в число лидирующих поставщиков на мировом рынке услуг по обогащению урана, общая доля поставок которого составляет порядка 40% (рисунок 2). Экспортируемая продукция Общества – обогащенный уран и услуги по обогащению урана. Значительная доля экспорта TENEX приходится на поставки

низкообогащенного урана в рамках российско-американского межправительственного соглашения «Об использовании высокообогащенного урана, извлекаемого из ядерного оружия» (Соглашение ВОУ-НОУ). При этом TENEX является поставщиком материала для реакторов западной разработки, а ОАО «ТВЭЛ» – для ВВЭР.



Источник: ОАО "Техснабэкспорт", 2009 год

* - поставки по исполнению соглашения ВОУ-НОУ

Рисунок 2 – Распределение поставок на рынок услуг по обогащению урана для реакторов западного дизайна в 2009 г.

Основными текущими конкурентами на мировом рынке единиц работы разделения (ЕРР) для TENEX являются компании URENCO, AREVA, USEC. Ниже приведена краткая информация по текущим существующим и возможным будущим заводам по обогащению урана конкурентов.

URENCO (Великобритания, Германия, Нидерланды)

Коммерческая эксплуатация заводов на базе эффективной центрифужной разделительной технологии, разработанной компанией URENCO, началась во Франции в конце 2009 г. и в США в первом полугодии 2010 года. Согласно отчету URENCO за 2009 г., производственные мощности компании по итогам года составляли 12,2 млн. ЕРР/год. У компании наблюдается тенденция в последние 5-6 лет по увеличению производственных мощностей на 1 млн. ЕРР/год и, по заявлению компании, это продолжится в ближайшие годы. URENCO предполагает увеличить до 18 млн. ЕРР/год к 2015 г. свои производственные мощности по разделению урана на всех заводах, включая завод в США – URENCO USA. В июне 2010 г. началось производство обогащенного урана на обогатительном предприятии URENCO USA и планируется, что к концу 2015 г. мощность составит 5,9 млн. ЕРР/год.

AREVA (Франция)

На сегодняшний день AREVA осуществляет производство ЕРР на газодиффузионном заводе Georges Besse I (GB-I) во Франции. Ежегодное производство составляет порядка 8 млн. ЕРР/год. GB-I был открыт в 1979 г., а в 2004 г. планировалось закрытие (т.е. срок эксплуатации 25 лет), но в 2000 г. срок службы завода был продлен до 37 лет. Однако вопрос закрытия газодиффузионного завода остается открытым. Согласно заявлениям AREVA, в качестве наиболее вероятного срока она видит 2012 г. Вместе с тем есть и другое мнение со стороны EDF – о нецелесообразности эксплуатации завода после 2010 г.

В качестве замены газодиффузионного завода в 2006г. было начато сооружение завода GB II. В конце 2009 г. удачно завершилось тестирование на номинальной скорости первого каскада центрифуг на Южной площадке завода GB II. Получение первой коммерческой продукции с этой площадки AREVA ожидает во втором полугодии 2010 г. В настоящее время ведется строительство на Северной площадке, где первая фаза конструкционных работ завершена на 90 %. По заявлениям компании AREVA выход на номинальную мощность в 7,5 млн. ЕРР/год ожидается к 2016 г. В 2011 г. AREVA собирается принять решение о целесообразности наращивании мощностей, которое будет зависеть от рыночных перспектив компании. Ожидается, что суммарная мощность GB-II может составить 11 млн. ЕРР/год.

Одновременно AREVA реализует строительство обогатительного завода на территории США по технологии URENCO. В 2009 г. компания пересмотрела в сторону двукратного увеличения обогатительного завода на территории США с 3 до 6 млн. ЕРР/год. Министерство энергетики США во 2-м квартале 2010 г. предоставило AREVA займ в размере 2 млрд. долл. под госгарантии на строительство завода. Запуск производства ожидается в 2014 г., а в 2022 г. получение полной мощности.

USEC (США)

USEC является еще одной компанией, которая использует газодиффузионную технологию для обогащения урана. Оценочная мощность обогатительного завода составляет от 5,5 до 6,5 млн. ЕРР/год. По заявлениям компании, газодиффузионный завод сможет работать до 2016 г.

Основным источником ЕРР для компании является контракт ВОУ-НОУ, ежегодный объем поставок по которому составляет 5,5 млн. ЕРР/год. Поставки, согласно контракту, прекращаются в конце 2013 г.

Последние годы USEC пытается построить собственное газоцентрифужное предприятие в США – «Американская центрифуга» (АСР). По последним данным у компании имеются технические и финансовые сложности, в связи с чем дата пуска завода откладывается на неопределенный срок. Планируемая мощность завода оценивается на уровне 3,8 млн. ЕРР/год.

Компания испытывает сложности с эксплуатацией основного оборудования и финансированием проекта, и, как следствие, заявила еще в 2009 г. о частичной приостановке работ. Важно отметить, что многие эксперты ставят под сомнение в принципе возможность реализации проекта «Американская центрифуга». Однако даже в случае завершения строительства и вывода завода на полную мощность, себестоимость производства может быть крайне высокой.

В будущем на рынке могут появится представленные ниже компании с определенной долей вероятности, при условии, что все произведенные мощности не будут направлены на удовлетворении собственных нужд.

Global Laser Enrichment (США)

Одобрение в октябре 2006 г. правительством США соглашения между SILEX и GE открыло новый этап развития лазерной технологии SILEX, после чего было объявлено о намерениях строительства обогатительного завода. В 2008 году к проекту SILEX присоединилась компания Cameco, которая инвестировала в него 124 млн. долл.

Насчет лазерной технологии имеется двоякое мнение. С одной стороны лазерная технология может кардинальным способом изменить рыночную ситуацию в мире, а с другой предполагается, что экономическая эффективность проекта будет не сильно отличаться от уровня себестоимости центрифужной технологии, по крайней мере на начальном этапе.

Пуск первого пилотного каскада ожидается в 2012 г., который станет первой очередью будущего обогатительного завода. Предполагаемая мощность завода, который будет построен на территории США, от 3 до 6,5 млн. ЕРР/год. Выход на полную мощность планируется в 2015-2017 г.

JNFL (Япония)

В октябре 1988 г. было начато строительство обогатительного завода в Rokkasho, эксплуатация завода началась 1 марта 1992 г. В настоящее время мощность обогатительного завода в Rokkasho составляет по разным оценкам порядка 100…150 тыс. ЕРР. Однако себестоимость продукции остается на высоком уровне, что не позволяет конкурировать с продукцией других компаний.

В январе 2009 г. JNFL получила лицензию на строительство завода по производству нового типа газовых центрифуг для разделения изотопов урана. Планируется, что завод будет построен на одной площадке с существующим обогатительным предприятием в Rokkaso. Начало коммерческого использования первой очереди новых центрифуг ежегодной производительностью 75 тыс. ЕРР на обогатительном предприятии было перенесено с марта на сентябрь 2011 г., а второй очереди - на сентябрь 2012 г. Базируясь именно на этом новом поколении центрифуг, планируется вывести обогатительный завод на мощность 1,5 млн. ЕРР/год к 2020 г.

Данный проект оценивается как домашний, так как, скорее всего, весь произведенный обогащенный уран будет использован для удовлетворения отечественных потребностей реакторов. В связи с этим не ожидается выход компании на мировой рынок.

INB (Бразилия)

Разработкой центрифуг в Бразилии занимается государственная компания Nuclear Industries of Brazil (INB). Согласно планам, озвученным еще в 2006 г., бразильская компания Nuclear Industries of Brazil (INB) предполагает удовлетворять 100 % реакторных потребностей в услугах по обогащению урана энергоблока Angra I и на 20 % – от потребностей в ЕРР Angra II к 2012 г. Планировалось, что суммарная мощность первой фазы обогатительного завода составит 125 тыс. ЕРР. Однако финансовые сложности отложили строительство обогатительного завода на неопределенный срок. На сегодняшний день задержка в строительстве составляет 3-4 года от изначально запланированного срока. Исходя из текущего уровня финансирования

строительства, можно ожидать, что пуск обогатительного завода состоится не ранее 2015-2016 г. На основании вышесказанного можно отметить, что заявления INB в большей степени носят декларативных характер и строительство будет отложено на неопределенный срок.

CNNC (Китай)

В настоящее время Китай получает обогащенный уран, используя 2 разделительных предприятия, которые были построены российской стороной с применением центрифуг 6-го поколения. Суммарная мощность заводов составляет 1 млн. ЕРР/год. В 2007 г. между Китаем и Россией был подписан протокол к подписанному в 1992 г. соглашению о сооружении газоцентрифужного завода. Согласно протоколу в Китае будет сооружена IV очередь завода, и суммарная мощность достигнет 1,5 млн. ЕРР, строительство которого уже ведется.

По существующей информации, китайская корпорация CNNC и Министерство промышленной и информационной технологии КНР ведут активные разработки создания собственной технологии обогащения. Также имеется косвенная информация, что обогатительные заводы будут использовать технологию ETC.

Оценивая все вышеуказанные проекты, следует отметить, что вероятность их реализации не везде равна 100 %. Ниже на диаграмме 1 представлена экспертная оценка вероятности реализации различных проектов по созданию и развитию обогатительных мощностей по всему миру.

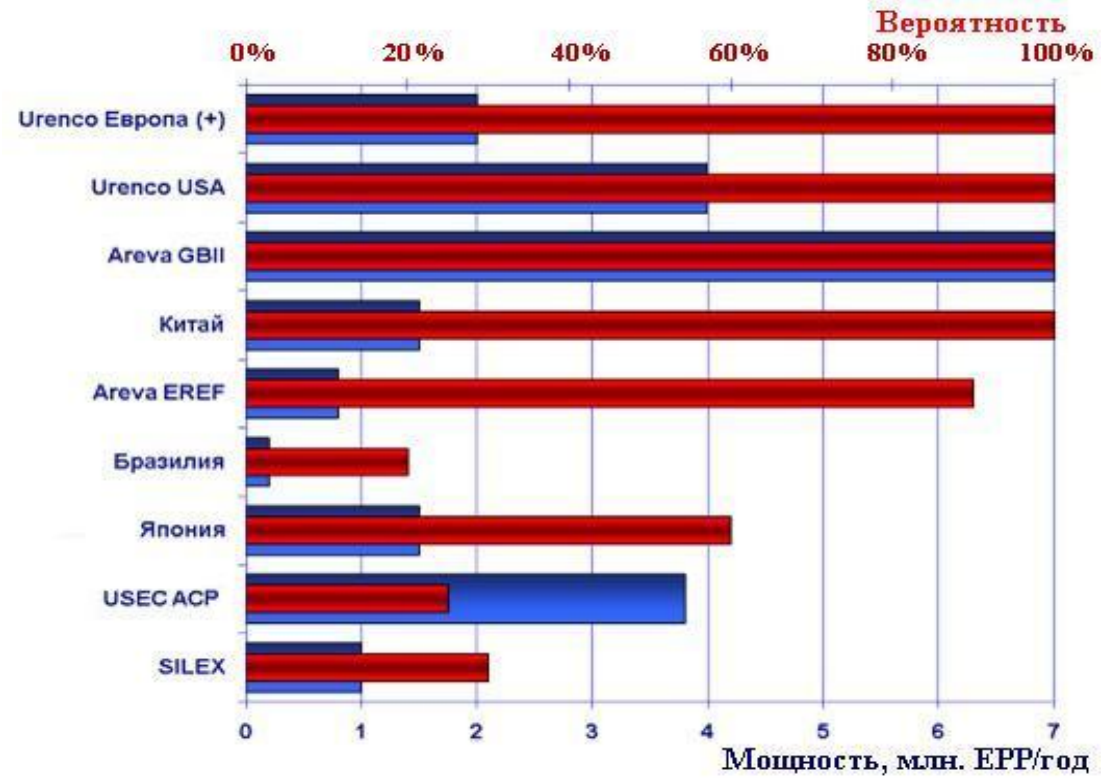


Диаграмма 1 – Увеличение мировых обогатительных мощностей и вероятность этой реализации к 2015 г.

На сегодняшний день имеющиеся газодиффузионные и центрифужные мощности сбалансированы со спросом. Процесс перехода на новую центрифужную технологию связан со значительными рисками. В первую очередь с тем, что не все заявленные проекты строительства обогатительных предприятий одинаково надежны. Проекты, основанные на использовании российской технологии и технологии ETC, оцениваются как достаточно надежные. К проектам с низкой степенью вероятности реализации можно отнести ACP и SILEX. Проекты развития мощностей в Китае, Японии и Бразилии, занимают промежуточное положение в распределение вероятности их реализации.

Итого, общие суммарные мощности, которые будут введены к 2015 г. за пределами России при реализации проектов, вероятность осуществления которых оценивается выше 50 %, составят 16,5…18 млн. ЕРР/год. Однако с учетом вывода из эксплуатации газодиффузионного

завода компании AREVA, общий рост разделительного производства на западе составит в этот период 6…8 млн. ЕРР/год.

Баланс спрос-предложение на рынке ЕРР реакторов западного типа (рисунок 3) зависит от 2 факторов: темпы нового строительства в азиатском регионе и строительство новых обогатительных заводов в американском регионе. Рисунок 3 показывает, что если не брать в расчеты проекты с низкой степенью вероятности реализации, то прогнозируемый спрос не может быть покрыт имеющимися в распоряжение мощностей у западных обогатителей даже в случае референтного развития атомной энергетики в период после 2013 г. (когда планируются окончание контракта ВОУ-НОУ и закрытие ГД мощностей), а в случае оптимистичного развития атомной энергетики этот дисбаланс становится более значительным. Также можно говорить о том, что если какой либо из проектов, который в настоящий момент относится к категории «надежный», по тем или иным причинам столкнется с трудностями и не сможет развиваться в заявленные сроки в заявленном объеме, дисбаланс спроса и предложения также возрастет.

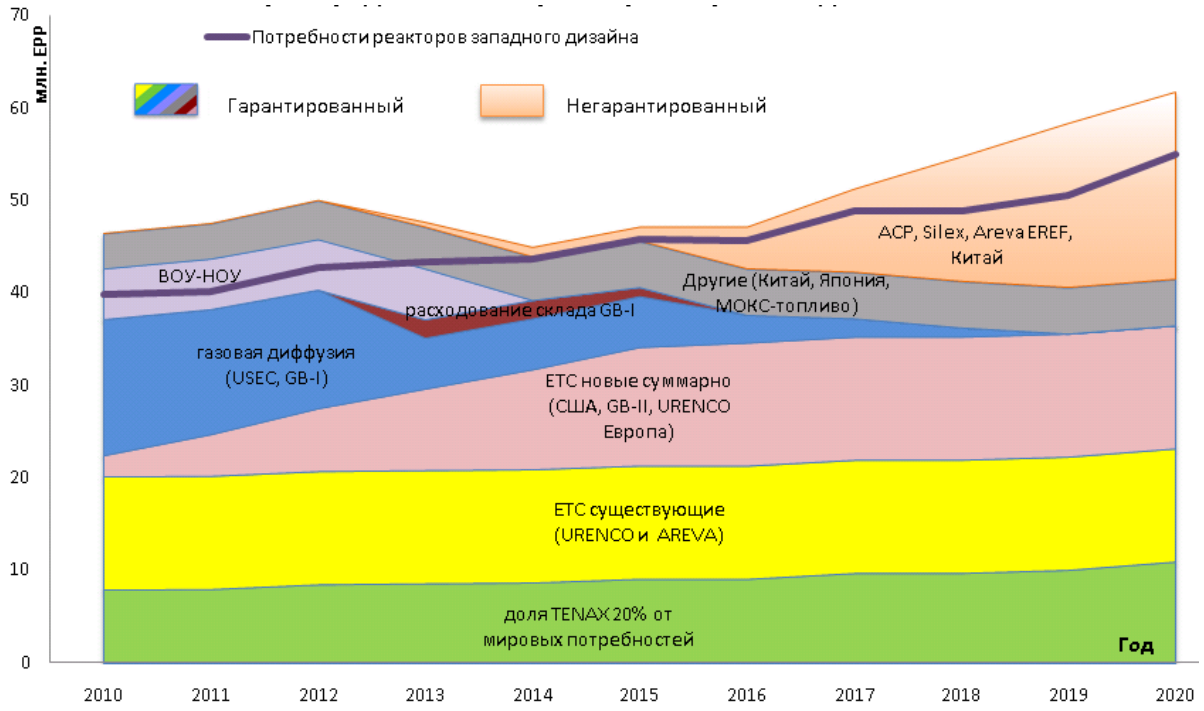


Рисунок 3 – Баланс спроса и предложения на рынке реакторов западного типа.

Как видно из графика, суммарная доля TENEX в поставках ЕРР на западный рынок в целях данного доклада оценена на уровне 20 %, что примерно соответствует экспортным лимитам, зафиксированным в поправке к СПАР. В будущем перед TENEX, в условиях обострения конкурентной борьбы, стоит сложная задача по сохранению и укреплению рыночных позиций.

Исходя из вышесказанного, можно сказать, что в ближайшие годы энергокомпании, эксплуатирующие АЭС, должны ориентироваться на поставщиков, чьи предложения основаны на надежной технологии и высоких производственных возможностях, а также следовать принципу разумной диверсификации.

Список литературы

1 URENCO, THE 2009 ANNUAL REPORT AND ACCOUNTS/ http://www.urenco.com/Content/117/Reports.aspx.

2 AREVA, http://areva.com/EN/operations-887/georges-besse-ii-uranium-enrichment-via-centrifugation.html.

3 USEC, http://www.usec.com.

4 Global, Silex Annual Report 2009/ http://www.silex.com.au/SilexAR2009.pdf.

МИНИМИЗАЦИЯ ПОГРЕШНОСТИ ПРИ ИЗМЕРЕНИИ БОЛЬШИХ ОТРИЦАТЕЛЬНЫХ РЕАКТИВНОСТЕЙ В ПЛУТОНИЕВЫХ ЗОНАХ

Жуков А.М.
ФГУП ГНЦ РФ «Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», г. Обнинск
E-mail: aleksandr_zhukov@inbox.ru

Создание реакторов XXI века новой технологической платформы (БН, СВБР, БРЕСТ), использующих уран-плутониевое топливо, ставит задачу измерения реактивностей в значительно более широком диапазоне (в шкале $\beta_{эфф}$), чем для традиционных урановых зон. Это связано в первую очередь со значительным, почти в два раза, уменьшением эффективной доли запаздывающих нейтронов $\beta_{эфф}$. С другой стороны, увеличение мощности реактора и соответственно рост диаметра активной зоны (при незначительном изменении ее высоты) как правило, приводит к усилению влияния пространственных эффектов, что проявляется в деформации нейтронных полей после введения реактивности (например, при измерении эффективности органов СУЗ – как одиночных, так и их различных комбинаций). Требования к точности измерения эффективности органов СУЗ также становится более жесткими (относительная погрешность соответствующих расчетов для наиболее эффективных систем стержней СУЗ оценивается в 10…15 %, а целевые погрешности, которые допустимы при создании таких реакторов, как минимум в два раза меньше). Опыт измерений на реакторе БН-600 показал, что систематическая погрешность в эффективности одиночного стержня СУЗ может достигать десятков процентов, и для устранения этой погрешности необходимо разрабатывать специальные методики измерений и алгоритмы обработки полученных экспериментальных данных.

Разработанные ранее и применяемые в различных странах мира модификации методики измерения реактивности на основе использования обращенного решения уравнения кинетики (ОРУК) (по сути дела – единственной методики, применяемой на реакторах АЭС) работают в диапазоне до 7…10 βэфф, а для создаваемых новых реакторов требуется диапазон в 2-3 раза шире.

Вся эта совокупность требований вызывает необходимость создания нового методического и приборного комплекса для измерения реактивности на критических стендах БФС, где и планируется проводить экспериментальное обоснование физики активных зон, создаваемых быстрых реакторах нового поколения (типа БН, СВБР, БРЕСТ). В отличие от реакторов АЭС, где положение нейтронных детекторов фиксировано, на критических сборках – моделях создаваемых реакторов имеется возможность размещать нейтронные детекторы в различных местах и, соответственно, отрабатывать модифицированные методики, рассчитанные на широкий диапазон реактивности в условиях сильного влияния пространственных эффектов. При этом возможны различные варианты проведения эксперимента: выбор места расположения детектора, где влияние пространственных эффектов практически нулевое, поиск алгоритмов (и диапазоны их применимости), позволяющих автоматически вводить поправку на изменение эффективности детектора, либо вводить расчетную поправку на это изменение, и такие скорректированные экспериментальные данные обрабатывать, используя точечную модель для методики обращенного решения уравнения кинетики. Разработка таких методик даст возможность создать усовершенствованный реактиметр для измерения на БФС, и в дальнейшем перенести этот опыт для создания аналогичных приборов на блоках АЭС. Следует отметить, что детекторы для регистрации нейтронного потока для создаваемых реакторов АЭС и действующем реакторе БН-600, располагаются только в крайне ограниченном количестве мест, в результате чего рассчитывать на использование точечной модели кинетики в реактиметрах для АЭС не приходится.

Опыт последних лет показал, что цифровой способ обработки информации, даже с учетом значительно более сложных алгоритмов обработки является универсальным, легко адаптируется для конкретного измеряемого объекта. Прогрессу в создании цифровых реактиметров способствовали по крайне мере два фактора. Во-первых, разработка достаточно простых и точных алгоритмов вычисления реактивности, сводящихся, как правило, к рекуррентным соотношениям. Во-вторых, бурное развитие техники и создание на ее основе вполне доступных ПК, параметры которых (быстродействие, объем, памяти, развитая периферия) вполне соответствуют решению задач измерения реактивности.

Другой не менее важной задачей, где проявляется влияние пространственных эффектов, являются времена достижения уставок аварийной защиты. С точки зрения нейтронных

характеристик для срабатывания аварийной защиты важны два параметра: значение периода реактора и величина мощности, регистрируемая нейтронными детекторами. В отличие от точечной модели, где эти параметры являются одинаковыми для всех детекторов, перекосы нейтронных полей даже в случае положительной реактивности приводят к тому, что различно расположенные детекторов будут показывать различные значения периода реактора и его мощности, что приведет к различным временам срабатывания уставок аварийной защиты для различно расположенных детекторов. Самые жесткие требования по временам срабатывания аварийной защиты фиксированы в ПБЯ для критических стендов (одна секунда), для реакторов АЭС эти времена обосновываются в проекте реакторной установки, тем не менее, очевидно, что весьма важным является обоснование количества и мест расположения нейтронных детекторов, а также алгоритм обработки информации с них, для того чтобы скорости срабатывания аварийной защиты удовлетворяли требованиям безопасности установки.

Как показал анализ опубликованных данных в открытой литературе, такой комплексных подход к минимизации влияния пространственных эффектов на вышеупомянутые параметры разрабатываемых быстрых реакторов до сих пор не использовался.

Исследования пространственных эффектов реактивности производились на критической сборке БФС-105. Для введения отрицательной реактивности в диапазоне от 0,4 до 25 $\beta_{эфф}$ использовались три кластера, состоящих из 5-6 поглощающих стержней.

При проведении эксперимента использовались различные версии констант запаздывающих нейтронов (БНАБ-93, 8-ми групповое приближение, ENDF/B-VII). Анализ полученных данных показал, что даже при введении небольших значений реактивности различие в значении реактивности составляет до 7,5 % при использовании различных версий констант запаздывающих нейтронов.

Результаты представлены на рисунке 1.

При вычислении реактивности в диапазоне до 25 $\beta_{эфф}$ в приближении точечной кинетики для различных детекторов получали расхождение в значении реактивности до 50 %.

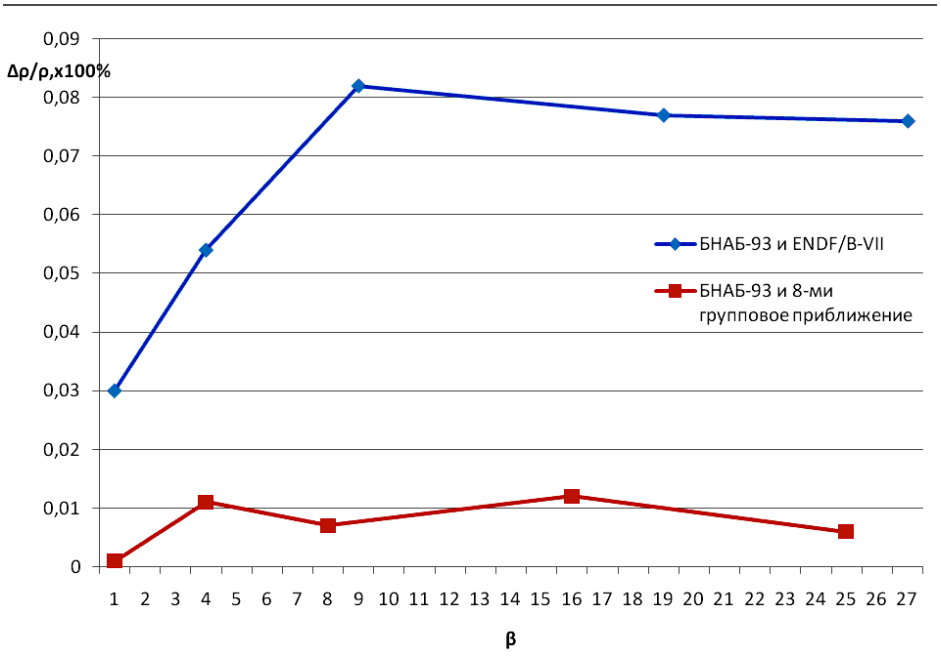


Рисунок 1 – Разница в величине реактивности при использовании различных версий ЗН

Для устранения влияния пространственных эффектов использовались 2 подхода:

1) места расположений детекторов выбирались таким образом, чтобы один из детекторов оставался в том месте, где его эффективность не менялась. Для выбора места расположения детектора использовались расчетные программы (ФЭИ и ИБРАЭ);

2) вводилась поправка на изменение эффективности детектора после введения отрицательной реактивности и кривая спада обрабатывалась следующим образом либо в режиме on-line (вычисление реактивности), либо в режиме off-line (вычисление реактивности и эффективного источника).

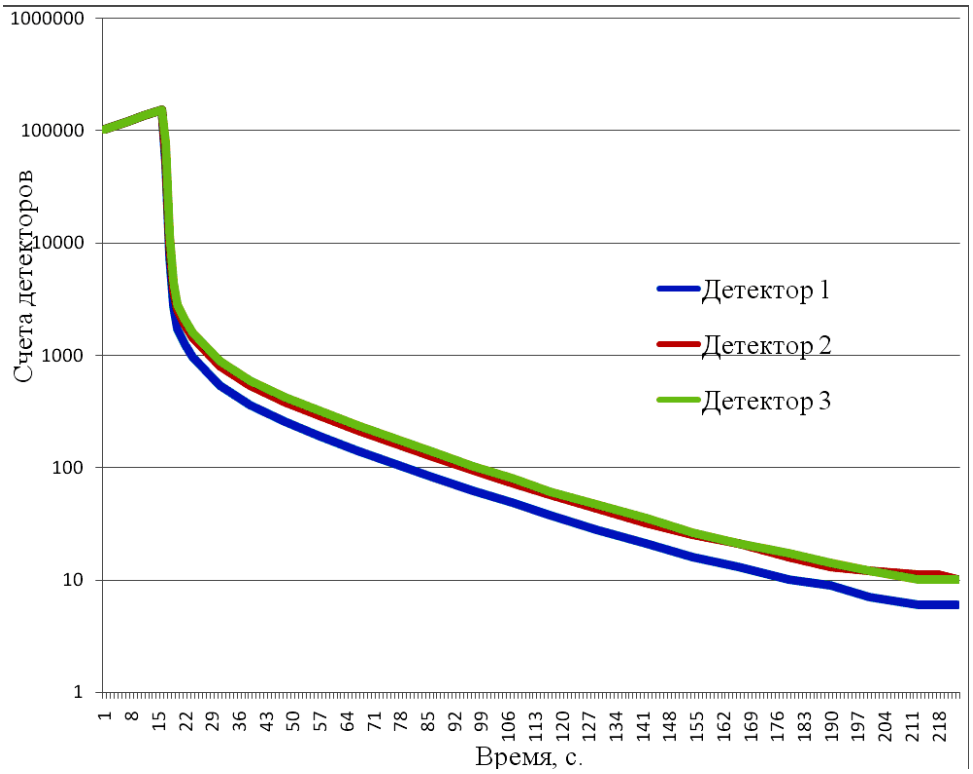


Рисунок 2 – Показания трех детекторов, расположенных в различных точках при измерении реактивности

В результате величины реактивности, найденные для различных мест расположения детекторов, различаются не более 8…12 %. Эти результаты являются предварительными. В настоящее время проводятся работы по модернизации алгоритмов обработки.

Выводы

Проведенные измерения и их предварительный анализ показали, что имеются весьма серьезные проблемы, связанные с измерением эффективности стержней СУЗ в плутониевых зонах методом ОРУК. Одна из них связана с использованием групповых параметров запаздывающих нейтронов (использование групповых параметров запаздывающих нейтронов из различных библиотек приводит к весьма значительному расхождению в значениях реактивности). Другая – с весьма сильным влиянием пространственных эффектов.

Проведена предварительная апробация методик измерений реактивности в диапазоне до минус 25 $\beta_{эфф}$. На основе экспериментов, проведенных на сборке БФС-105.

Список литературы

1 Казанский Ю.А., Матусевич Е.С. Экспериментальная физика реакторов. – М.: Атомиздат, 1989.

2 Матвеенко И.П. и др. О влиянии пространственных эффектов при измерении малой реактивности // Атомная энергия. – Май 1983. – Т. 54. – Вып. 5. – С. 367-368.

3 Вест Дж. и др. Измерения эффективности стержней в быстром реакторе // Атомная энергия. – Май 1989. – Т. 66. – Вып. 5. – С. 302-311.

4 Иванов А.П., Казанский Ю.А. и др. Определение эффективности системы компенсирующих стержней на реакторе БН-600 // Атомная энергия. – Окт. 1986. – Т. 61. – Вып. 4. – С. 246-249.

5 Селезнев Е.Ф. и др. // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – М.: ЦНИИ Атоминформ, 1994. – Вып. 4.

6 Грачев А.В., Матвеенко И.П., Шокодько А.Г. и др. Цифровой реактиметр для ядерных реакторов // Атомная энергия. – 1986. – Т. 61. – Вып. 2. – С. 110.

АНАЛИЗ ПОСТАНОВКИ НА ПРОИЗВОДСТВО НА ОАО ЧМЗ ПРОФИЛЬНЫХ ТРУБ ИЗ СПЛАВОВ ЦИРКОНИЯ ДЛЯ АЭС

Зубков А.П.
ОАО «Чепецкий механический завод», г. Глазов
E-mail: zubkov-ap@yandex.ru

В настоящее время в РФ действует федеральная программа развития атомной энергетики с перспективой выхода на мировой рынок ядерного топлива. ОАО «ТВЭЛ» поставлена задача освоения и постановки на производство ТВС новой конструкции с улучшенными характеристиками надежности для эксплуатации в реакторах западного дизайна типа ТВСА-Т «Темелин» и ТВС «КВАДРАТ». В конструкции системы управления и защиты (СУЗ) тепловыделяющей сборки (ТВС) предусмотрено использование направляющих каналов (НК), которые обеспечивают направление поглощающих стержней для регулирования работы реактора. Кроме того НК являются силовыми элементами сборки.

Конструкция СУЗ ТВС западного дизайна предусматривает использование НК с уменьшением внутреннего диаметра в нижней части. Сужение канала играет роль гидротормоза и служит для снижения скорости опускания поглощающих стержней за счет того, что происходит дросселирование охлаждающей жидкости, вытесненной стержнем, между стержнем и узкой зоной. Опускание поглощающих стержней проводится для регулирования мощности реактора или для остановки его работы, которая может быть запланированной или аварийной.

Известна конструкция НК, в которой сужение внутреннего канала достигается за счет уменьшения наружного диаметра при сохранении постоянной толщины стенки. Недостатком данной конструкции является то, что уменьшение наружного диаметра приводит к ослаблению участка с гидротормозом, который может деформироваться при эксплуатации.

Для предотвращения локального ослабления зона гидротормоза усилена путем увеличения толщины стенки при сохранении постоянного наружного диаметра по длине. Трубы НК с гидротормозом данной конструкции для ТВС «КВАДРАТ» и АЭС «ТЕМЕЛИН» поставлены на производство на ОАО ЧМЗ.

Условия эксплуатации направляющих каналов с гидротормозом определяют технические требования к трубам, согласно которым изделия должны иметь:

- повышенную точность геометрических размеров;
- отсутствие нарушений сплошности свыше определенного уровня;
- регламентированный уровень механических свойств;
- коэффициент ориентации гидридов не более 0,4 (на основной зоне, послойно).

Изготовление труб включает следующие ключевые операции: горячее выдавливание трубной заготовки в толстостенную гильзу, последующую расточку внутреннего диаметра, три цикла холодной прокатки (с деформацией за проход до 60 % и отношением деформации по стенке к деформации по диаметру 1,0…1,6) и промежуточными термообработками с получением трубы постоянного поперечного сечения в осевом направлении. Прокатка с деформацией не более 60 % и преимущественным обжатием по стенке способствует проработке структуры металла с минимальным накоплением дефектов (трещин, складок, закатов, раковин и т.д.).

Далее проводят формирование перехода по внутреннему диаметру на трубе за две стадии путем прокатки с получением полуфабриката переменного сечения с переходом по внутреннему диаметру и преимущественно постоянным наружным диаметром. Прокатка на готовый размер проводится с использованием комбинированной ступенчатой оправки. Разработанный алгоритм прокатки позволяет формировать четкий переходный участок по внутреннему диаметру длиной менее 100 мм, с образующей заданной формы.

Деформационно-термическая схема обеспечивает после финишной термообработки практически одинаковую степень рекристаллизации и однородность механических свойств в различных сечениях по длине трубы.

Финишная прокатка ведется с малым редуцированием внутреннего диаметра и преимущественной деформацией по стенке, что способствует минимальному накоплению поврежденности металла и формированию в соответствии с требованиями тангенциальной ориентации гидридов основной (тонкостенной) зоны. Кроме того удалось получить благоприятную тангенциальную ориентацию гидридов зоны гидротормоза (толстостенной части) трубы НК для ТВС «КВАДРАТ».

В процессе изготовления обеспечивается: воспроизводимое качество труб НК с гидротормозом, имеющих:

- оптимальное соотношение механических свойств тонкостенного и толстостенного участков с запасом относительно требований;
- переходный участок по внутреннему каналу с заданной формой образующей;
- отклонения геометрических размеров, не выводящих изделия за пределы допусков;
- тангенциальную ориентацию гидридов основной зоны.

Разработанная маршрутно-деформационная схема изготовления труб НК с гидротормозом содержит нестандартные инженерные решения и претендует на мировую новизну.

Изготовленные опытные партии труб НК с гидротормозом для ТВС «КВАДРАТ» и для АЭС «ТЕМЕЛИН» прошли приемку и направлены заказчику.

Экономический эффект от использования представленного решения состоит в освоении новой продукции, предназначенной для выхода РФ на мировой рынок ядерного топлива.

Другим перспективным направлением развития в РФ атомной энергетики является строительство плавучих атомных теплоэлектростанций (ПАТЭС). ПАТЭС предназначена для обеспечения энергией удаленных объектов, где строительство наземной АЭС большой мощности экономически не выгодно по причине малого энергопотребления, а работа ТЭС потребует затрат на доставку горючего. Электрическая мощность ПАТЭС 70 МВт. Кроме того тепловыделение плавучего энергоблока (ПЭБ) станции позволит проводить опреснение воды путем испарения и конденсации.

ТВС ПЭБ имеет шестиугольную форму поперечного сечения, обеспечивающую максимальный коэффициент заполнения реактора. Снаружи сборка имеет чехол, который представляет собой тонкостенную шестигранную трубу.

ОАО «ЧМЗ» изготавливает комплектующие для изготовления ТВС, в том числе шестигранные трубы двух типоразмеров. Выпускаемые шестигранные трубы относятся к изделиям ответственного назначения (большой шестигранник – чехол, малый шестигранник– вытеснитель), что является определяющим при выборе ключевых операций изготовления для обеспечения предъявляемых требований.

Бесшовные тонкостенные шестигранные трубы из циркония с указанными характеристиками изготовлены в России впервые.

Исходная заготовка из сплава циркония Э110 проходит горячее выдавливание в гильзу.

Важным этапом при изготовлении большого шестигранника является механическая обработка внутренней и наружной поверхностей гильзы. Величина съема металла обеспечивает удаление дефектов и позволяет получить приемлемую разнотолщинность стенки. Гильза проходит термообработку для разупрочнения поверхностных слоев, образовавшихся при механической обработке. При изготовлении малого шестигранника механическая обработка гильзы не проводится.

Далее проводится многостадийная холодная прокатка с получением круглой трубы-заготовки для формирования шестигранника с обеспечением минимальной разнотолщинности стенки и отсутствия поверхностных дефектов.

Формовка шестигранного профиля проводится путем прокатки круглой трубы-заготовки на станах типа ХПТР с трехроликовой клетью за один проход. Инструмент для формовки: шестигранная оправка и профильные ролики. Для улучшения условий трения при прокатке поверхность труб покрывают тонким слоем меди.

Для предотвращения образования складок на внутренней поверхности труба-заготовка имеет периметр, близкий к периметру готовой шестигранной трубы. «Большой» шестигранник имеет высокий показатель тонкостенности, определяемый по формуле:

$$A = \frac{S_н}{t} \approx 60,$$

где Sн – наружный размер «под ключ», t – толщина стенки.

Из-за опасности образования складок внутренний диаметр заготовки уменьшен настолько, что не позволяет свободное введение оправки. Шестигранная оправка изготовлена с обратными скосами на заходном участке, позволяющими вести прокатку путем предформовки шестигранного профиля (без взаимодействия трубы с оправкой) и последующим окончательным формованием с обжатием на оправке.

Прокатку труб в готовый размер проводят с использованием центрующей оснастки (удлинителя оправки, стыкователя и центрователя) для уменьшения провисания стержня с оправкой.

Меньший показатель тонкостенности «малого» шестигранника ($A \approx 44$), позволяет осуществить проведение формовки с бóльшим редуцированием и свободным введением оправки.

Далее шестигранные трубы проходят финишные операции для достижения необходимых технических требований.

Заключительная термообработка труб проводится в вакууме в вертикальном подвешенном состоянии, во избежание искажений шестигранного профиля.

Правка шестигранных труб проводится изгибом на прессе. Для предотвращения искажений геометрии профиля при правке «большого» шестигранника используются прокладки под изгибающий пуансон, внутренняя упругая внутренняя разрезная вставка из полиуретана с распорным механизмом для выбора зазора между внутренней поверхностью трубы и вставкой и концевые вставки из полиамида.

Операция раскрутки проводится с целью исправления скрученности. Для раскрутки один конец трубы зажимается в патроне токарного станка, другой конец крепится неподвижно. Фиксация трубы производится с помощью вставок и хомутов. Раскручивание проводится поворотом патрона станка на угол от 9 до 10° с применением гидравлического домкрата (для «большого» шестигранника) или на угол до 20° вручную (для «малого» шестигранника).

В процессе изготовления обеспечивается воспроизводимое получение тонкостенных бесшовных шестигранных труб из сплава циркония имеющих:

- повышенную точность размеров профиля;
- отклонение от прямолинейности не более 0,4 мм по всей длине;
- скрученность граней не более 40′ по всей длине;
- высокую чистоту поверхности.

Опытные партии труб, прошедшие приемку, направлены заказчику для строительства первой в мире ПАТЭС, а ЧМЗ приступил к серийному выпуску труб каждого типоразмера.

Экономический эффект от использования представленного решения состоит в освоении выпуска новой продукции, предназначенной для строительства энергоблоков ПАТЭС.

Дальнейшее совершенствование схем изготовления профильных труб направлено на снижение издержек производства и повышение производительности.

Список литературы

1 Пат. US005606583A, МПК G21C 21/00, G21C 7/20. Направляющая труба тепловыделяющей сборки ядерного реактора и способ ее изготовления / M. Verdier; заявитель Framatome, Compagnie Generale des Matieres Nuclaires.

2 Пат. EP 0 859 369 B1, МПК G21C 21/00, G21C 7/20, B21B 25/00, B21B 21/00. Способ получения направляющей трубы для тепловыделяющей сборки ядерного реактора, оправка для формирования направляющей трубы и сама труба, таким способом полученная / Drillon Jean, Aubin Jean-Luc; заявитель CEZUS.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ МОДЕЛЕЙ ТВС НА ПАДЕНИЕ ПРИ ТТО

Иванов Д.А., Макаров В.В., Афанасьев А.В., Пучков М.В.
ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск
E-mail: lyubiteltyazha@mail.ru

Введение

Тепловыделяющая сборка, содержащая радиоактивное топливо, может оказаться в аварийной ситуации внутри помещений АЭС в результате падения на жесткую поверхность. В результате падения может произойти деформирование конструкции ТВС вплоть до повреждения оболочек ТВЭЛов с выходом радиоактивных элементов топлива в окружающую среду и возникновения ядерной аварии.

Для обоснования ядерной и радиационной безопасности ТВС при падении на современном научно-техническом уровне в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» приобретен программный комплекс LS-DYNA, позволяющий выполнять решение динамических высоко нелинейных задач, какой является

динамическое деформирование ТВС. Надежное использование LS-DYNA в практических расчетах сложных конструкций должно быть основано на комплексной верификации на основе имеющихся и полученных в ходе данной работы экспериментальных данных.

Задачами испытаний, проводимых на стенде, являются:

- определение ускорений и сил взаимодействия с основанием при падениях моделей ТВС на жесткие основания и при падении предметов на модели секции стеллажей бассейна выдержки;
- определение динамических деформаций в моделях;
- определение остаточных деформаций моделей, возникающих в результате падения;
- исследование механизма деформирования и разрушения элементов моделей.

Методика испытаний

В таблице представлена матрица экспериментов. Стенд испытаний моделей ТВС на падения включает в себя следующие системы и устройства:

- устройство подъемное;
- устройство сбросное;
- устройство направляющее с кривизной не более 3 мм на длине профиля 5 м;
- систему оснований: стальное основание толщиной 30 мм, залитое в бетонное основание массой 18 т, виброизолированное от фундамента здания с помощью пружин. В ряде экспериментов сбросы производились на стальную плиту толщиной 30 мм, закрепленную на стальном основании через четыре пьезодинамометра;
- опорную металлоконструкцию;
- систему измерений ударных ускорений и тензометрирования моделей.

Перед испытаниями модель (макет) устанавливали таким образом, чтобы нижняя часть модели контактировала с основанием строго по плоскости.

Требуемые нагрузки обеспечивались падением грузов на исследуемые модели в одном случае и падением самих моделей на жесткое основание в другом. В процессе испытаний измеряли зависимости ускорений, деформаций от времени при соударении грузов и моделей, скорости подлета моделей перед соударением с жестким основанием. Процесс деформирования регистрировался на высокоскоростную видеокамеру (частота записи 1000 кадров в секунду). Испытания проводились на воздухе при температуре от 15 до 20 °С. Матрица проведенных экспериментов приведена в таблице.

Таблица – Матрица проведенных экспериментов

Номер эксперимента	Название модели	Вид испытания	Основание	Высота падения, м
1	Простейшая методическая	Падение модели с грузом	Лист толщиной 30 мм, установленный на динамометрах	1,0
2				1,2
3				1,2
4	ТВС в контейнере			1,0
5				1,2
6				2,0
7	Двухпролетная модель		Лист толщиной 30 мм, залитый бетоном	2,0
8	Модель штифтовых соединений	Падение груза на модель	Лист толщиной 30 мм, установленный на динамометрах	0,8
9	Модель сварного и штифтовых соединений			2,0
10				1,5
11				1,2
12	Модель штифтовых соединений			0,8
13				0,8
14	Двухпролетная модель	Падение модели с грузом	Лист толщиной 30 мм, залитый бетоном	9,0
15	Полномасштабный макет ТВС со свинцовыми таблетками	Вертикальное падение макета	Лист толщиной 30 мм, залитый бетоном	9,0
16	Полномасштабный макет УТВС со свинцовыми таблетками	Горизонтальное падение макета	Жесткое основание (бетонный пол)	Из положения «стоя»

Результаты испытаний

Простейшая методическая модель (рисунок 1) предназначена для анализа деформаций в элементах, условно моделирующих нижнюю часть ТВС, при наличии значительных пластических деформаций или повреждений. Модель состоит из сваренных между собой цилиндрических и конических обечаек и соединенного с ними груза.

Зависимости силы и ускорения третьей методической модели от времени при ударе о стальное основание представлены на рисунках 2 и 3 соответственно. Из графиков сил и ускорений видно, что длительность первого соударения составляет 17…18 мс, после чего происходит отскок модели и несколько повторных соударений. Зависимость деформации модели от времени приведена на рисунке 4. На рисунке 4 не представлены результаты измерения тензорезисторами, превысившими свой рабочий диапазон (разрушившимися при деформировании модели). Тензорезисторы стояли на хвостовике и на обечайке.

Деформирование обечаек происходит в течение 17…18 мс, что равно продолжительности импульса силы.

Модель ТВС в контейнере предназначена для моделирования процессов при падении контейнера, загруженного ТВС, на основание с заданными свойствами. Модель состоит из имитатора контейнера, имитатора ТВС и грузов.

Имитатор контейнера включает в себя корпус с нижней плитой и опорными ребрами, все детали контейнера выполнены из нержавеющей стали. Ребра приварены к нижней плите и к корпусу.

Нижняя плита не связана с корпусом. Имитатор ТВС представляет собой две нержавеющих трубы, сваренных через кольцо. При ударе об основание нижний груз нагружает ребра контейнера, а верхний груз-имитатор ТВС.

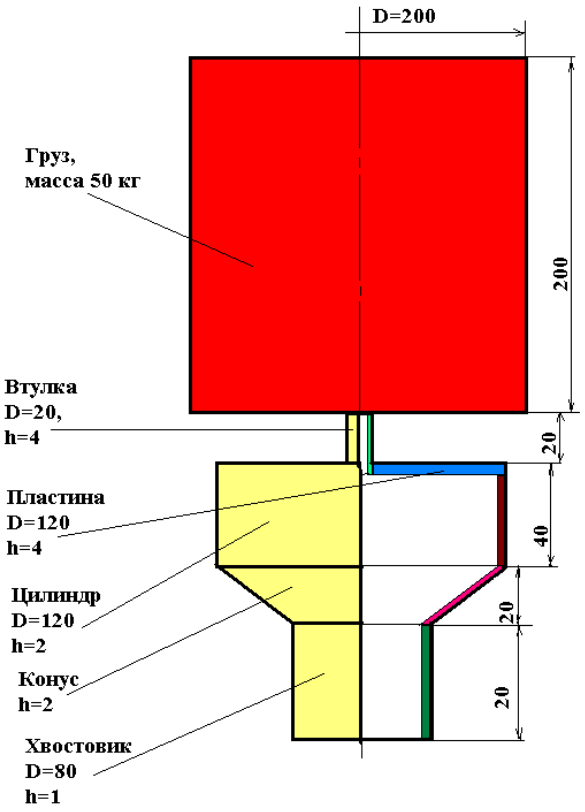


Рисунок 1 – Простейшая методическая модель

Двухпролетная модель нижней части ТВС (рисунок 9) включает в себя фрагмент каркаса ТВС-2 с установленными в него имитаторами ТВЭЛов, на верхние торцы которых опирается груз массой 471 кг, имитирующий массу остальной части ТВС. Имитатор ТВЭЛа состоит из оболочки и нижней заглушки. Геометрия контактирующих поверхностей между нижней заглушкой ТВЭЛа и НР – штатная. Разновысотность верхних торцов ТВЭЛов не превышает ±0,5 мм.

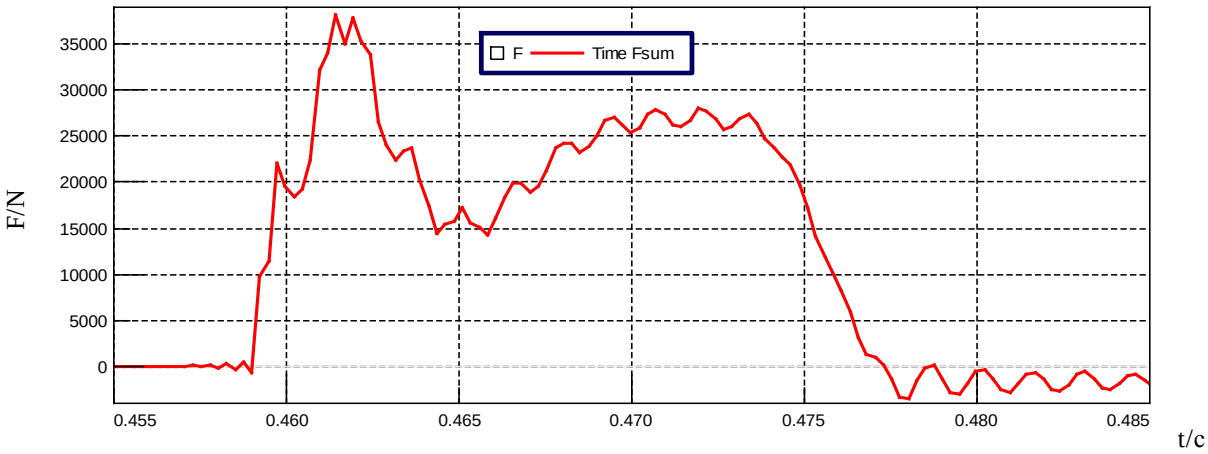


Рисунок 2 – Зависимость силы от времени методической модели в момент удара

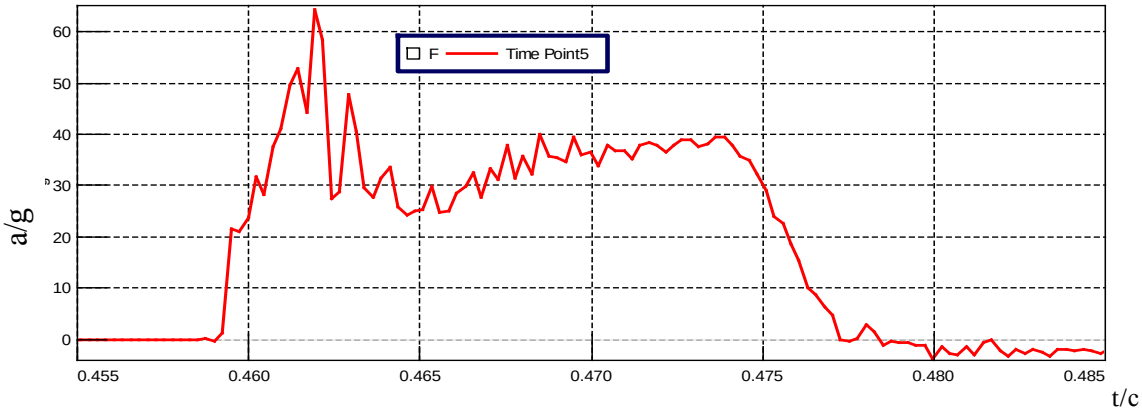


Рисунок 3 – Зависимость ускорения от времени в момент удара 3 методической модели

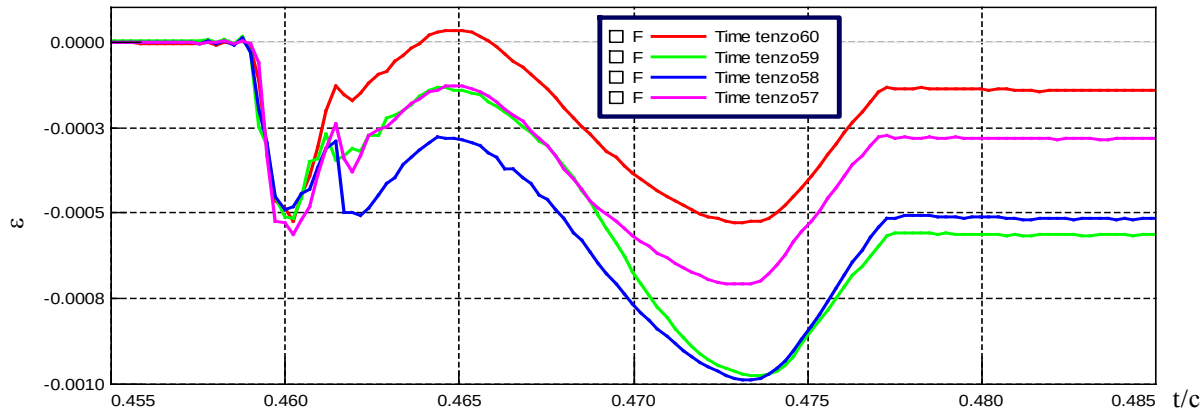


Рисунок 4 – Зависимость деформаций от времени методической модели в момент удара

После испытаний, по шести ребрам высота модели, в среднем, уменьшилась на 17,7 мм. Вследствие искривления модели уменьшение высоты максимально 23,1 мм по ребру 3, а минимально (14,2 мм) – по противоположному ребру 6. Высота хвостовика уменьшилась в среднем на 7,2 мм. Также уменьшился размер зазора между хвостовиком и НР с 30,0 до 19,5 мм. Длина пучка вместе с НР при ударе не изменилась. Не изменились также размеры ДР «под ключ» и шаг между ДР. Произошло увеличение размера «под ключ» по ТВЭЛам во втором пролете (в среднем на 1 мм). Увеличение произошло за счет остаточного прогиба ТВЭЛов № 4 и 5 на грани 1, в результате чего размер «под ключ» по граням 1 и 4 увеличился на 2,1 мм, тогда как без учета этих ТВЭЛов увеличение составляет 0,7 мм.

Модель имеет изгиб в районе хвостовика, что подтверждается различной высотой модели по различным ребрам. Отклонение от вертикали на уровне ДР 2 составляет около 25 мм.

После проведения испытаний на моделях был проведен эксперимент на полномасштабном макете ТВС. Эксперимент состоял из двух этапов: первый этап включал в себя вертикальный сброс макета, а второй – горизонтальный сброс на жесткое основание из стоячего положения.

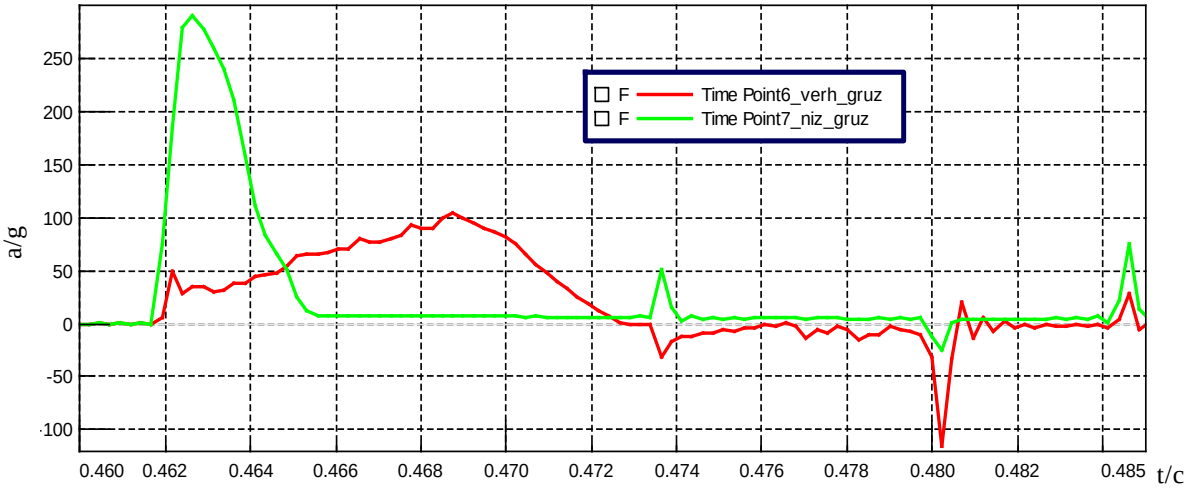


Рисунок 5 – Зависимость ускорений грузов от времени модели ТВС в контейнере

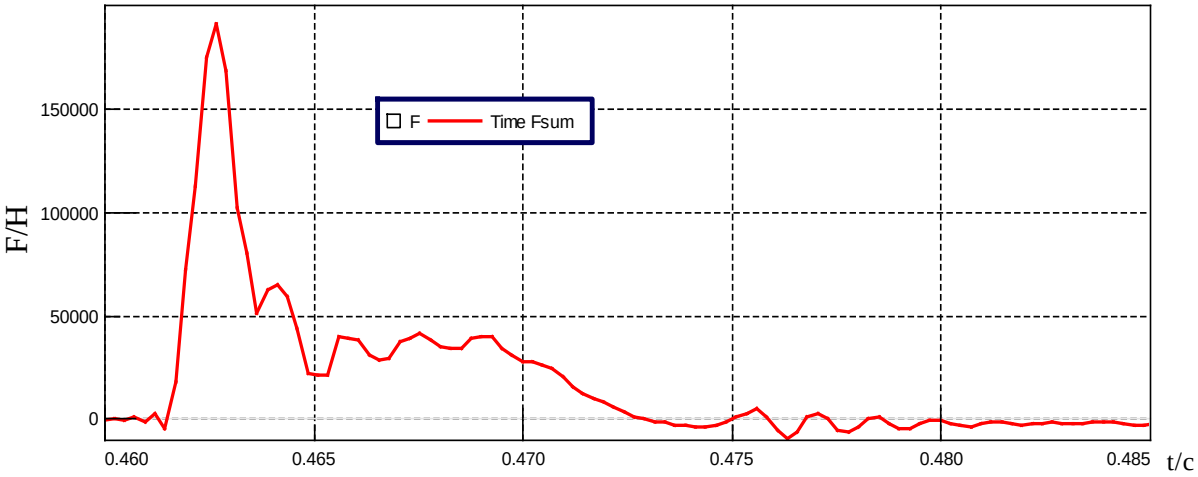


Рисунок 6 – Зависимость силы соударения от времени модели ТВС в контейнере

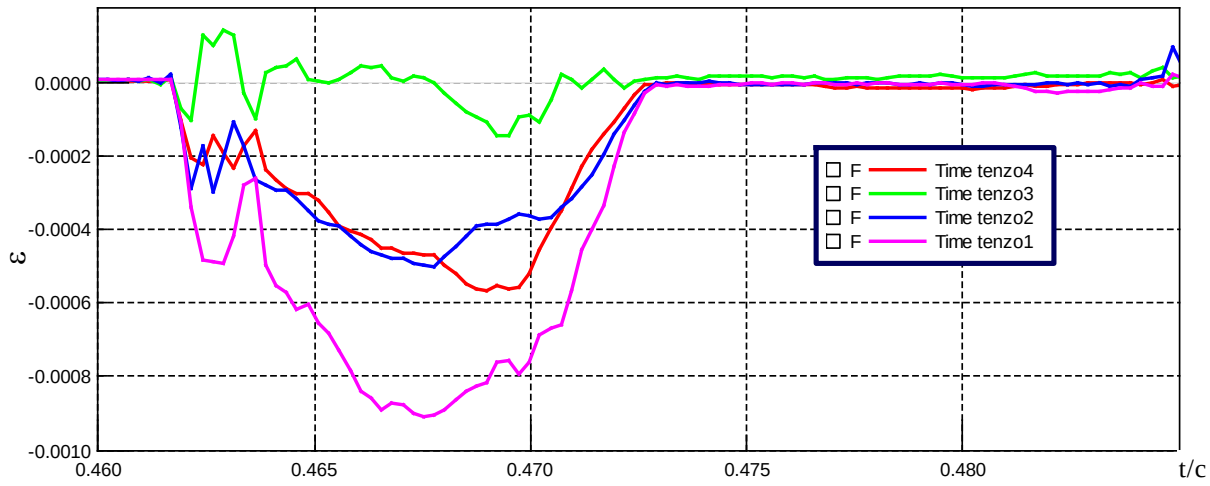


Рисунок 7 – Зависимость деформаций от времени модели ТВС в контейнере

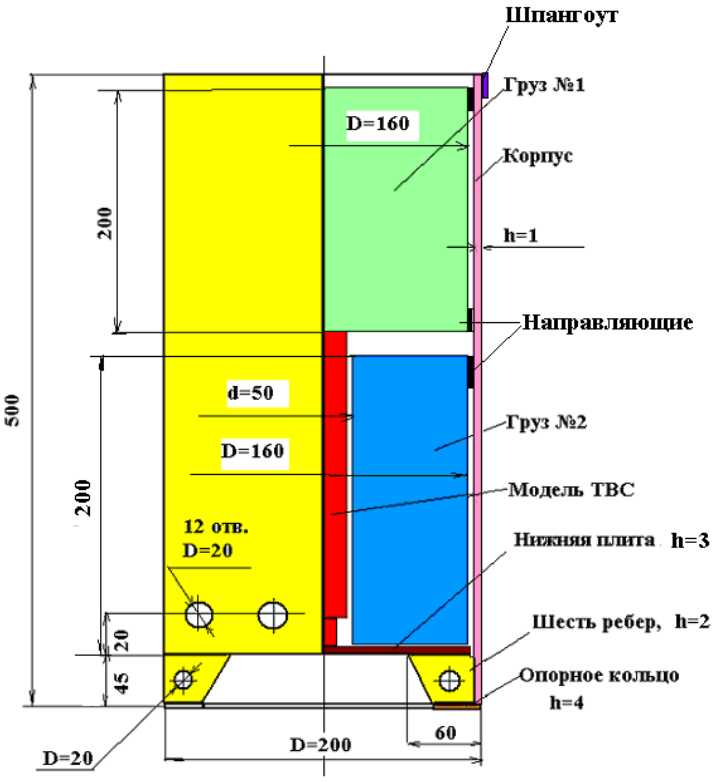


Рисунок 8 – Модель ТВС в контейнере

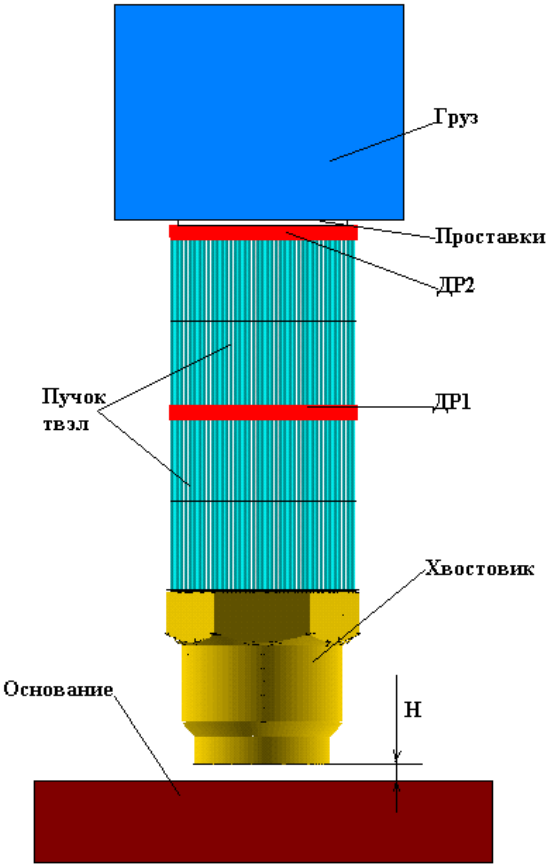


Рисунок 9 – Двухпролетная модель нижней части ТВС

В результате испытаний у макета имеются остаточные изгибные деформации ТВЭЛов в двух нижних пролетах, разрушение НР по линиям контакта с опорными ребрами, деформации хвостовика в сферической и нижней части цилиндрической части. Нарушения целостности оболочек ТВЭЛов при ударе об основание не произошло. Наибольшие деформации ДР и ТВЭЛов отмечены в двух нижних пролетах. Во втором пролете размер «под ключ» по ТВЭЛам увеличился.

После испытания макета ТВС на вертикальное падение, был проведен эксперимент на горизонтальное падение из положения стоя. После осуществления сброса наибольшие деформации ДР и смыкание ТВЭЛов отмечено в средней части кассеты.

Выводы

Разработана методика испытаний, построен и введен в эксплуатацию стенд испытаний моделей ТВС на падения. Проведены испытания на падение 14 шт. моделей и полномасштабного макета ТВС на жесткое основание и на падение предметов на модели узлов секции стеллажей бассейна выдержки с высоты от 0,8 до 9,0 м.

Определены ускорения элементов моделей, силы реакции опор и динамические напряжения в элементах моделей в процессе соударения с основанием. Произведена высокоскоростная (с частотой 1000 Гц) видеосъемка процесса деформирования моделей и макета ТВС в процессе соударения. Выполнены измерения остаточных деформаций моделей после падения.

При падении полномасштабного макета ТВС с высоты 9 м разгерметизации ТВЭЛов не произошло.

Результаты испытаний использованы для настройки расчетных моделей. Результаты экспериментов достаточно точно совпадают с данными предтестового расчета. Все полученные данные использовались для верификации ПК LS-DYNA.

БЕЗОПАСНОСТЬ ЗАВЕРШАЮЩИХ ЭТАПОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ПРИ РАЗЛИЧНЫХ СТРАТЕГИЯХ ЕГО РАЗВИТИЯ

Коновалов В.Ю.
ОАО «Ведущий проектно-изыскательский и научно-исследовательский институт промышленной технологии» (ОАО «ВНИПИпромтехнологии»), г. Москва
E-mail: tgupalo@mail.ru

Аннотация

В спектре вариантов развития ядерных энерготехнологий нового поколения существенное значение имеет состав и удельные объемы образующихся радиоактивных отходов (РАО) на всех этапах Ядерного Топливного Цикла (ЯТЦ).

Повышение количества итераций повторного использования (рециклов) компонентов ОЯТ при замыкании топливного цикла ведет к возрастанию образующихся на всех этапах объемов РАО, связанных с загрязнением оборудования по производству ядерного топлива техногенными радионуклидами реакторного происхождения.

При этом безопасность захоронения всех видов образующихся РАО в основном определяется количеством нарабатываемых в ходе ядерного производства малых актинидов, в силу высокого времени сохранения ими потенциальной биологической опасности, а эффективность реакторного производства определяется, в том числе, и экономикой захоронения РАО, образующихся на всех этапах ЯТЦ.

Таким образом, оценки безопасности и стоимости захоронения всех видов и фракций РАО могут, наряду с собственной экономикой ЯТЦ, влиять на облик топливного цикла и будущее атомной энергетики в XXI веке.

ЗАО «АТОМСТРОЙЭКСПОРТ» – ПОСТАВЩИК СОВРЕМЕННЫХ И БЕЗОПАСНЫХ АЭС НА МИРОВОМ РЫНКЕ

Куликов М.С., Пименов П.В.
ЗАО «Атомстройэкспорт», г. Москва
E-mail: p.v.pimenov@atomstroyexport.ru, m.s.kulikov@atomstroyexport.ru

В настоящее время по данным МАГАТЭ и Всемирной ядерной ассоциации (WNA) в 30 странах мира эксплуатируется 436 ядерных реакторов суммарной установленной мощностью свыше 370 ГВт (эл.), в различной стадии строительства находятся 53 блока АЭС общей проектной электрической мощностью 47,2 ГВт.

Как видно из представленной диаграммы в мире наблюдается тенденция к увеличению потребности в строительстве АЭС, поскольку с каждым годом все больше стран отдают предпочтение ядерной энергетике из-за ее экологических, экономических преимуществ и других факторов.

В связи с авариями на АЭС «Три-Майл-Айленд» (1979 г., США) и Чернобыльской АЭС (1986 г., Украина), которые вызвали рост социальной напряженности среди населения различных стран мира, основным показателем развития ядерной энергетики в будущем в качестве одной из основных энергетических составляющих XXI века является ее безопасность.

С 1998 года ЗАО «Атомстройэкспорт» (ЗАО «АСЭ») является компанией, представляющей Россию на мировом рынке сооружения АЭС. Общество было создано на базе двух крупных российских компаний – ВО «Атомэнергоэкспорт» и ВПО «Зарубежатомэнергострой», накопивших многолетний опыт сооружения АЭС в Финляндии и странах Восточной Европы.



Рисунок 1 – Диаграмма роста потребляемой электроэнергии в мире



Рисунок 2 – Распределение сооружения новых АЭС в мире

ЗАО «АСЭ» входит в систему Госкорпорации «Росатом» и осуществляет продвижение российских ядерных технологий на мировой рынок.

В настоящее время ЗАО «АСЭ» выполняет контракты по сооружению, в том числе «под ключ», одновременно пяти атомных энергоблоков нового поколения за рубежом и, кроме того, является единственным предприятием этого профиля, обладающим референтными блоками АЭС с легководными реакторами типа ВВЭР повышенной безопасности.

Текущие проекты

В сентябре 2009 г. ЗАО «АСЭ» успешно завершило гарантийный период эксплуатации первой очереди Тяньваньской АЭС в Китае (блоки № 1 и 2 мощностью 1000 МВт каждый). В рамках указанного проекта на ЗАО «АСЭ» было возложено выполнение обязательств по проектированию АЭС, поставке оборудования и материалов, строительным монтажным работам, вводу электростанции в эксплуатацию, обучение китайского персонала.



Рисунок 3 – Доля контрактов ЗАО «АСЭ» на мировом рынке

На сегодняшний день ЗАО «АСЭ» одновременно реализует следующие контракты по строительству:

1) АЭС «Бушер» в Иране. ЗАО «АСЭ» по данному проекту продолжает сооружение АЭС, которое было начато в 1974 году Немецким концерном «Крафтверк Юнион» (Сименс/КВУ). Проект строительства АЭС был заморожен в 1980 году по политическим причинам. В 1995 году был подписан контракт на завершение строительства блока № 1 АЭС «Бушер», а в 1998 году были приняты дополнения к контракту, согласно которым все работы передавались российской стороне на условиях «под ключ». По состоянию на сегодняшний день на АЭС «Бушер» стартовал этап физического пуска;

2) АЭС «Белене» в Болгарии. В объем обязательств ЗАО «АСЭ» по данному проекту входит завершение строительства двух энергоблоков на условиях «под ключ» и обучение болгарского персонала, осуществляющего техобслуживание. В настоящее время подготовлена площадка для строительства и продолжается работа по формированию инвестиций;

3) АЭС «Куданкулам» в Индии. В 2002 году ЗАО «АСЭ» заключило контракт с Индийской Корпорацией по атомной энергии. В объем обязательств АСЭ по указанному контракту вошли:

- разработка рабочей документации для выполнения строительных, монтажных и пусконаладочных работ;
- изготовление и поставка оборудования и материалов для реакторного отделения, машинного зала и других зданий и сооружений АЭС.

Также сторонами были подписаны контракты на обучение индийского персонала в российских учебных центрах, на командирование российских специалистов для участия в строительстве АЭС «Куданкулам» и оказания технического содействия.

Физический пуск первого энергоблока АЭС «Куданкулам» в первом квартале 2011 г.

Далее хотелось бы отметить основные проектные особенности в части обеспечения безопасности сооружаемых ЗАО «АСЭ» АЭС:

АЭС «Куданкулам» в Индии, 2 блока ВВЭР-1000. К основным проектным особенностям можно отнести использование модернизированной реакторной установки ВВЭР-1000 (В-412) с более высокой степенью надежности и безопасности АЭС за счет наличия четырех каналов безопасности. Помимо этого проект имеет ряд пассивных систем безопасности, а именно систему пассивного отвода тепла (СПОТ), ловушку расплава топлива в гермозоне, систему быстрого ввода бора. Кроме того, в проекте используется дополнительная система пассивного залива активной зоны.

АЭС «Белене» в Болгарии, 2 блока ВВЭР-1000. В проекте, который соответствует новым европейским требованиям по безопасности, используются модернизированная в части АСУ ТП и ТВС реакторная установка. К основным проектным особенностям в части безопасности можно отнести сочетание функций систем нормальной эксплуатации с функциями активных систем безопасности, низкую чувствительность к ошибкам персонала при управлении аварией.

Тяньканьская АЭС в Китае 2 блока ВВЭР-1000. В проекте использована реакторная установка ВВЭР-1000 типа 91 (В-428) с улучшенными нейтронно-физическими характеристиками и повышенной эффективностью аварийной защиты, четырехканальная структура систем безопасности, двойная защитная оболочка для защиты от внешних воздействий, а также применяется ловушка кориума – устройства для удерживания расплава активной зоны, а также использование других систем в целях локализации последствий запроектных аварий.

Планируемые проекты

В соответствии с российско-индийской дорожной картой в ближнесрочной перспективе планируется начать сооружение дополнительных энергоблоков на площадке АЭС «Куданкулам» и в Харипуре. Продолжается взаимодействие с Венгрией в части модернизации блоков 1-4 и строительства блоков 5-6 АЭС «Пакш», Чехией в части строительства 3-4 блоков АЭС «Дукованы» и Словакией в части строительства 5 блока АЭС «Богунице».

Идет подготовка к сооружению двух энергоблоков второй очереди Тяньваньской АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 и двух энергоблоков с реакторами БН-800 в Китае.

ЗАО «АСЭ» участвует в тендерном процессе по сооружению АЭС в Иордании и планирует принять участие в тендере на сооружение АЭС в Египте.

Только в течение текущего года российской стороной подписан ряд межправительственных соглашений. Так:

- 12 мая 2010 г. подписано межправительственное российско-турецкое соглашение в сфере строительства и эксплуатации АЭС на площадке «Аккую» в Турции, предусматривающее сооружение четырех энергоблоков мощностью 1200 МВт каждый с реактором типа ВВЭР (ратифицировано турецким парламентом 14 июля 2010);
- 9 июня 2010 года подписано межправительственное российско-украинское соглашение о сотрудничестве в строительстве энергоблоков № 3 и 4 Хмельницкой АЭС;
- 20 августа 2010 года Россия и Армения подписали межправительственное соглашение о сотрудничестве в строительстве новых энергоблоков АЭС на территории Армении.

Подготовлены и находятся на стадии согласования межправительственные соглашения о строительстве АЭС в Белоруссии и Вьетнаме.

В соответствии с указанными соглашениями генеральным подрядчиком строительства АЭС является ЗАО «АСЭ».

Список литературы

1 Тевлин С.А. Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000 / К.Н. Проскуряков, А.П. Еперин. – М.: Издательский дом МЭИ, 2008. – 358 с.

2 Материалы и презентации ЗАО «Атомстройэкспорт» и Госкорпорации «Росатом». – 84 с.

ВАБ-1 ДЛЯ СТОЯНОЧНЫХ РЕЖИМОВ

Кучеров Ю.В.
ОАО «Нижегородская инжиниринговая компания «Атомэнергопроект»», г. Нижний Новгород
E-mail: yury.ku4erov@yandex.ru

В процессе проектирования, строительства и эксплуатации АЭС прикладываются огромные усилия, чтобы обеспечить соответствие атомных электростанций действующим очень жестким международным нормам. В соответствии с этими нормами, вероятность тяжелого повреждения активной зоны ЯР не должна превышать величины $1 \cdot 10^{-5}$ на реактор в год, вероятность выхода радиоактивных веществ за пределы герметичной оболочки – $1 \cdot 10^{-7}$, радиационное воздействие АЭС на население и окружающую среду не должно превышать ~ 1 % дозы, получаемой от источников естественной радиации.

Для реализации этих требований процесс проектирования станции сопровождается целым рядом серьезных исследований, в ходе которых производится обоснование безопасности АЭС. Разрешение на строительство АЭС дается только в том случае, когда безопасность ее доказана и прошла международную экспертизу. Важное место в этом занимает процедура вероятностного анализа безопасности (ВАБ).

Опыт эксплуатации атомных энергетических станций в течение последних нескольких лет и проведение вероятностных оценок безопасности работы энергоблоков на малой мощности и в режиме останова показал, что риск при других режимах эксплуатации, кроме работы на полной мощности, может внести значительный вклад в общий риск от эксплуатации станции. Эти полученные результаты привели к повышенному вниманию к безопасности при работе станции на малой мощности и в режиме останова и усилили интерес многих эксплуатирующих организаций к выполнению ВАБ работы энергоблока на малой мощности и в режиме останова.

Основными важными характеристиками риска в режиме работы на малой мощности и в режиме останова являются разнообразие конфигурации станции, одновременная неготовность систем к работе, блокирование автоматического срабатывания систем безопасности и ограничения эксплуатационных процедур.

Приблизительно 10…20 % от всего ресурса установки приходится на стояночные режимы эксплуатации. Так как установка находится в так называемом состоянии безопасного останова, эксплуатирующий персонал может быть неосведомлен о существующем высоком риске в условиях останова. Риски в стояночных режимах эксплуатации могут быть связаны с:

- возможностью малого запаса подкритичности;
- сниженным объемом теплоносителя;
- ограниченным по сравнению с работой на мощности наличием измерительных приборов и средств контроля первого контура;
- частичным или полным отключением или изолированием некоторых систем безопасности;
- снижением защитной функции открытой гермооболочки;
- повышенной вероятностью аварии из-за ошибки персонала.

ВАБ в режиме останова может ознакомить и предоставить обратную связь относительно: планирования периода останова; работы энергоблока и процедур периода останова; технических спецификаций для останова; практики управления в период останова; обучения персонала; противоаварийного планирования и противоаварийных инструкций по эксплуатации и модернизации оборудования. Относительно таких применений, риск от всех эксплуатационных состояний следует рассматривать интегрированным методом.

Вероятностный анализ безопасности уровня 1 является эффективным инструментом для выявления потенциально уязвимых аспектов в конструкции и управлении энергоблока АЭС.

Расчет вероятностных показателей безопасности также решается в несколько этапов. Вначале определяется перечень ИС, которые могут привести к нарушению условий и пределов безопасной эксплуатации АЭС. Производится отбор и группировка эксплуатационных состояний станции (ЭСС), в течение которых возможно проявление каждого ИС. Затем, при необходимости, производится группировка этих ЭСС и ИС. На следующем этапе разрабатываются схемы развития аварийных ситуаций для каждого (каждой группы) ИС и ЭСС с учетом срабатывания СБ, предусмотренных в составе станции при проектировании, действий персонала и т.д. Одновременно для каждой СБ разрабатываются модели, позволяющие оценить вероятность успешного (неуспешного) выполнения этой СБ предписанных функций. Параллельно осуществляется сбор сведений о вероятности (частоте) реализации каждого ИС и о характеристиках надежности оборудования АЭС.

Количественная оценка частоты ПАЗ выполняется с использованием кода RISK SPECTRUM для каждого из следующих видов останова энергоблока:

- останов энергоблока на перегрузку с частичной выгрузкой топлива из реактора в БВ;
- останов энергоблока на перегрузку с полной выгрузкой топлива из реактора в БВ;
- останов энергоблока на ремонт оборудования петель ГЦК.

Оценка частоты повреждения активной зоны выполняется для отдельных ЭС, которые реализуются в рассматриваемых видах останова энергоблока, с целью последующей оценки вклада от каждого ЭС в суммарную частоту ПАЗ.

Результатом ВАБ являются выводы и рекомендации. В выводах указывается:

- среднее значение общей частоты ПАЗ для всех трех видов останова энергоблока для проведения длительных плановых и внеплановых ремонтов оборудования и элементов;
- какие ЭС вносят основные вклады в значение общей частоты ПАЗ;

- какие отказы вносят значительный вклад в оценку общей частоты ПАЗ.

В рекомендациях указывается какие организационно-технические мероприятия необходимо провести для повышения уровня безопасности АЭС.

Как известно, в России при производстве вероятностного анализа безопасности (ВАБ) объектов стационарной атомной энергетики используется метод деревьев событий – деревьев отказов (ДС-ДО).

Моделирование последовательностей событий включает следующие этапы:

- анализ сценариев развития аварий для каждой группы исходных событий, зависимостей между событиями (по результатам детерминистского анализа аварий, выполненного в проекте энергоблока);
- анализ действий персонала при управлении авариями, зависимостей в действиях, выявление ошибок, усугубляющих развитие аварий (на основе эксплуатационных инструкций и руководств по управлению авариями);
- выполнение (при необходимости) консервативных оценок значимости аварийных последовательностей и определение сценариев, для которых может потребоваться проведение дополнительных нейтронно-физических и теплогидравлических расчетов в поддержку ВАБ;
- определение критериев успеха систем и моделей последовательностей событий с учетом результатов расчетов, выполненных в поддержку ВАБ, с построением реалистичных моделей для определяющих аварийных последовательностей.

Анализ (моделирование) аварийных последовательностей проводится с использованием метода деревьев событий, в котором моделируются исходное событие, исполнительные системы, выполняющих функции аварийного останова реактора, аварийного охлаждения активной зоны и отвода тепла от первого контура, локализации радиоактивных продуктов, в комплексе с управляющими и обеспечивающими системами и корректирующими действиями персонала.

Дерево событий представляет собой графическую модель, описывающую возможные сценарии развития аварии и последствия (см. рисунок 1): ИС – исходное событие; А, В, Д-набор систем, комплексов систем, действий персонала, влияющих на развитие аварии. Дерево событий разрабатывается для каждой группы исходных событий. При этом учитываются особенности всех исходных событий, включенных в данную группу, и связанных с ними сценариев развития аварий. Для получения идентификатора каждой последовательности событий вводятся идентификаторы исходного события и систем (S,F,G,L). У рассматриваемых систем выделяют два состояния (работоспособное, неработоспособное) или более при наличии состояний частичной неработоспособности. В зависимости от особенностей конкретной последовательности событий конечное состояние реакторной установки, энергоблока может быть благоприятным и неблагоприятным (CD), что определяется на основе анализа аварийного процесса и выбранных критериев неблагоприятного состояния. При необходимости выполняется дополнительная детализация конченых состояний, например, по масштабу повреждения активной зоны.

По результатам анализа деревьев событий определяется совокупность аварийных последовательностей с повреждением активной зоны, перечни систем и критерии успеха, а также действий персонала по управлению аварией для последующего моделирования.

Количественный анализ аварийных последовательностей предусматривает решение трех основных задач:

- определение минимальных сечений аварийных последовательностей;
- предварительный количественный анализ аварийных последовательностей;
- окончательный количественный анализ аварийных последовательностей.

Определение минимальных сечений аварийных последовательностей осуществляется путем синтеза деревьев отказов для систем, входящих в указанные последовательности с использованием законов булевой алгебры.

Предварительный количественный анализ имеет цель определить наиболее значимые аварийные последовательности (и, соответственно, отсеять незначимые) с использованием относительно консервативных исходных данных, в том числе по надежности персонала, или даже без учета корректирующих действий персонала по управлению аварией. При этом обеспечивается сокращение объема окончательного количественного анализа, предполагающего более детальное моделирование последовательностей, учет указанных корректирующих действий, уточнение необходимых исходных данных.

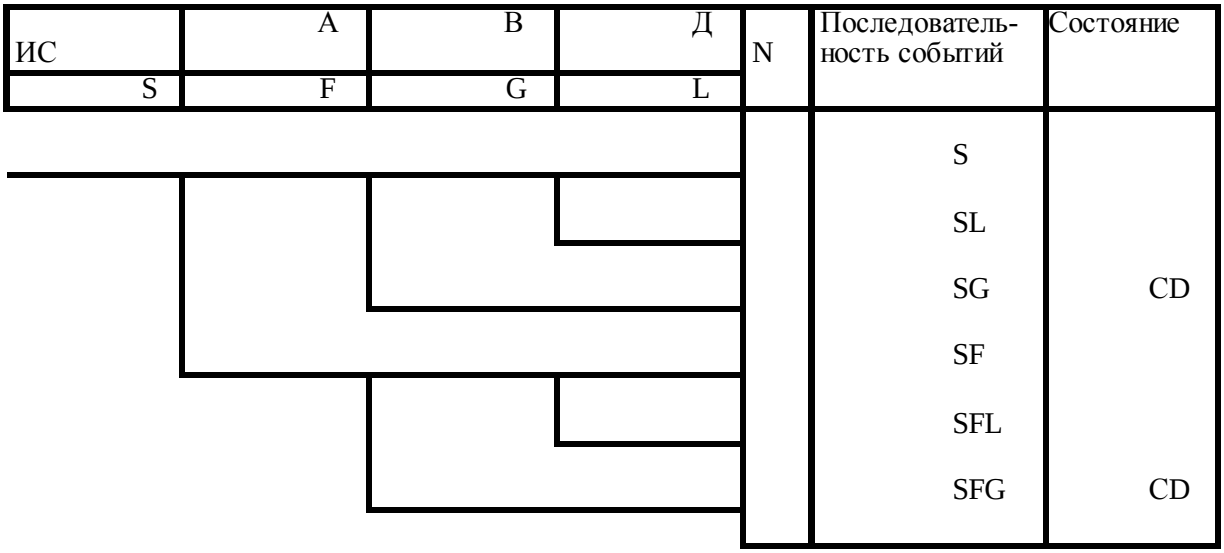


Рисунок 1 – Структура дерева событий

Моделирование систем выполняется с использованием методологии дерева отказов и включает следующие этапы:

- сбор исходных данных и анализ системы, включая определение функций и границ системы, характеристик учитываемых элементов, видов отказов, способов управления и контроля, регламента проверок работоспособности, технического обслуживания, действий персонала при управлении, взаимосвязей с другими системами;
- определение допущений анализа, построение упрощенной схемы системы;
- разработка модели (дерева отказов) системы на основе критериев успеха, определенных на этапе анализа аварийных последовательностей.

В общем случае различаются два режима функционирования систем: режим ожидания аварийного сигнала (требования) и режим непрерывной работы системы в течение определенного интервала времени при выполнении функции безопасности. Учитываются скрытые отказы элементов систем на интервале между проверками их работоспособности, отказы на требование при введении системы в действие, отказы в режиме работы и неготовность элементов из-за вывода в ремонт или на техническое обслуживание.

Рассматриваются потенциально возможные ошибки персонала, которые могут привести к неготовности системы или ее элементов (ошибки при приведении оборудования в исходное состояние после проверок, технического обслуживания или ремонта).

В процессе аварии элементы систем, как правило, предполагаются невосстанавливаемыми (в запас расчета).

Разработка дерева отказов включает следующие этапы:

- определение вершинного события на основе критериев успеха систем;
- формулировка допущений и ограничений, используемых при моделировании;
- анализ видов и последствий отказов элементов (подсистем);
- анализ структурно-функциональных зависимостей;
- построение дерева отказов.

При моделировании систем разрабатываются деревья отказов исполнительных (защитных и локализующих), управляющих и обеспечивающих систем. В качестве базисных событий деревьев отказов рассматриваются оборудование этих систем, а также ошибки персонала. Как правило, на этом этапе в модель системы включаются доаварийные ошибки персонала, влияющие на готовность отдельного оборудования или каналов системы. Далее дерево отказов каждой исполнительной системы (в общем случае) дополняется деревьями отказов обеспечивающих систем, а также деревьями отказов управляющих систем и базисными событиями, моделирующими ошибки персонала при управлении аварией. Таким образом, для каждой группы исходных событий строятся модели комплексов систем, включающие набор систем и действия персонала. При этом в один комплекс могут быть включены одновременно и другие системы, выполняющие рассматриваемую функцию безопасности.

Построение дерева отказов осуществляется поэтапно (сверху вниз) на основе анализа того, какие события могут привести к реализации события более высокого уровня, и

оканчивается на уровне базисных событий, для которых задаются вероятностные показатели. Связь событий в дереве отказов осуществляется с помощью логических операторов «и», «или» и др.

Пример дерева отказов представлен на рисунке 2.

Опыт инцидентов и аварий на АС указывает на важность учета при анализе безопасности «человеческого фактора». Общепризнанна важная роль персонала в обеспечении безопасности, который осуществляет контроль за работой энергоблока, воздействует на процесс при отклонениях его от нормального протекания, проверяет готовность систем безопасности, восстанавливает отказавшее оборудование, выполняет корректирующие действия по управлению аварией. В то же время, очевидно, что в рамках такой деятельности неизбежны ошибки. Следует отметить, что методология количественного анализа надежности персонала продолжает уточняться и развиваться. Это объясняется сложностью поведения человека как объекта исследования, а также недостатком количественных данных, необходимых для анализа.

При анализе надежности персонала обычно рассматривают три группы потенциально возможных ошибок:

1) предаварийные ошибки персонала, которые включают ошибки, совершаемые до возникновения аварии при проверках работоспособности элементов и систем безопасности, их техническом обслуживании, ремонте, калибровке приборов и др.; указанные ошибки могут приводить к частичной или полной неготовности систем безопасности;

2) ошибки, вызывающие исходное событие аварии;

3) ошибки, совершаемые в процессе аварии при выполнении корректирующих действий по управлению аварией.

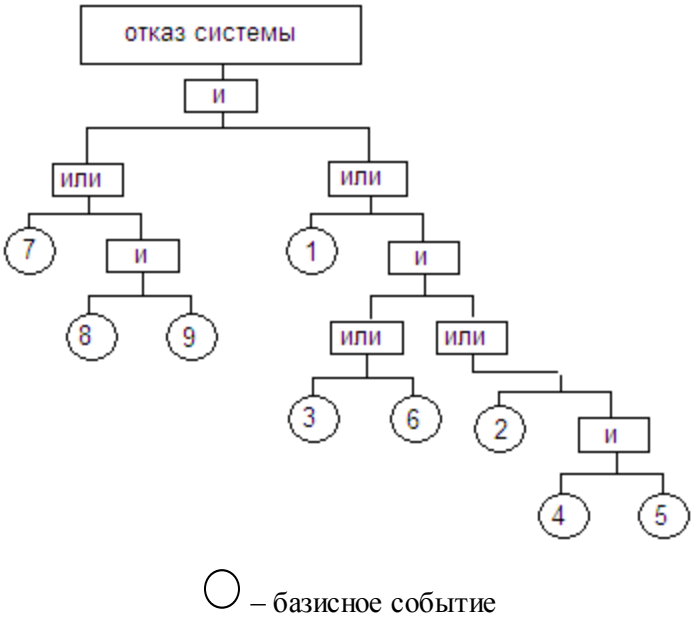


Рисунок 2 – Дерево отказов

Список литературы

1 Бахметьев А.М. Основы безопасности атомных станций. Часть III. Анализ безопасности: Учебное пособие.− Нижний Новгород: НГТУ, 2004. − 74 с.

2 Калининская АЭС. Энергоблок № 3. ВАБ-1 для работы энергоблока на уровне мощности 104 % и топливном цикле 18 месяцев. Том 2. Книга 1. ВАБ-1 для внутренних инициирующих событий. Приложение А. Определение эксплуатационных состояний. Отбор и группирование исходных событий. Приложение Б. Исходные данные. А-99816 пм. ОАО «НИАЭП». – Нижний Новгород, 2009. − 346 с.

ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ СУХОГО ХРАНИЛИЩА ОЯТ РЕАКТОРОВ РБМК-1000 ФГУП «ГХК»

Мелкумов И.С., Крицкий В.Г., Николаев Ф.В., Захарова С.В., Пинежский С.О.
ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ»», г. Санкт-Петербург
E-mail: xrapun@freemail.ru

Вероятностный анализ безопасности АЭС является одним из действенных и эффективных инструментов, определяющих принятие решений по безопасности при управлении риском на ядерных объектах.

Перед нашим коллективом была поставлена задача, провести вероятностный анализ ядерной и радиационной безопасности сухого хранилища (ХОТ-2) облученного ядерного топлива (ОЯТ) РБМК-1000 ФГУП «Горно-Химический Комбинат» г. Железногорск.

Особенностью работы является то, что в настоящее время нормативов проведения ВАБ хранилищ сухого типа в РФ не существует. В связи с этим, ВАБ ХОТ-2 проводился с максимальным приближением к методике проведения ВАБ атомных электростанций.

Комплекс систем ХОТ-2 по обращению с ОЯТ РБМК-1000 предназначен для проведения технологических операций по приему, контролю, загрузке в герметичные пеналы и длительному хранению ОЯТ в гнездах сухого хранилища камерного типа, ХОТ-2 на ФГУП «ГХК», с возможностью, в последующем, передачи его на радиохимическую переработку или захоронение [6].

Способ хранения ОЯТ – сухой, в герметичных стальных пеналах и в герметичных стальных гнездах. Способ отвода тепла от ОЯТ – воздушное охлаждение (естественная конвекция).

Безопасность хранилища в основном обеспечивается за счет реализации глубоко эшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров, состоящих из топливной матрицы, оболочки твэлов, герметичного пенала, герметичного гнезда хранения, железобетонных строительных конструкций.

В хранилищах сухого типа поддержание необходимой температуры осуществляется за счет организации эффективного контура естественной циркуляции воздуха, который обеспечивается целостностью строительных конструкций.

Использование 2-х контролируемых физических барьеров, представляющих собой герметичные оболочки гнезда и пенала, позволило ограничить выбросы при нормальных условиях эксплуатации и проектных авариях ниже нормативов [7-11].

Основными технологическими процессами на ХОТ-2 является загрузка/разгрузка и длительное хранение ОЯТ.

В ходе загрузки/разгрузки ОЯТ наиболее возможны отказы, связанные с механическим повреждением физических барьеров в ходе подъемно-транспортных операций.

В ходе длительного хранения наиболее возможны отказы, связанные с нарушением герметичности физических барьеров из-за воздействия внешних причин, нарушений в технологии изготовления гнезд и пеналов, нарушений в технологии хранения ОЯТ (например, влияние человеческого фактора в ходе периодических проверок герметичности гнезд и пеналов)

Для проведения детального анализа безопасности, ХОТ-2 было разделено на независимые системы. Комплекс систем обращения с ОЯТ РБМК-1000 на ФГУП «ГХК» состоит из трех самостоятельных систем, а именно:

- системы приема ОЯТ РБМК-1000;
- системы подготовки ОЯТ РБМК-1000 к хранению;
- системы хранения ОЯТ РБМК-1000.

Проведение ВАБ ХОТ-2 заключалось в моделировании исследуемого комплекса технологических процессов посредством стандартных моделей математической логики. В основу положено понятие «события», которое сначала трактуется как булевская (логическая) переменная, а затем как «событие» в смысле теории вероятности, то есть как подмножество некоторого «множества всех событий», которому по определенным правилам сопоставляется неотрицательное число – вероятность. Таким образом, были смоделированы различные, как работоспособные, так и аварийные состояния элементов технологического оборудования, целых комплектов оборудования, технологических операций и циклов, отдельных нарушений защит и блокировок, всех прочих отказов элементов технологии, а также ошибок персонала.

Дальнейший анализ дерева отказов состоял в расчете вероятностей реализации набора минимальных сечений, полученного в процессе качественного анализа.

Для проведения численной реализации ВАБ был использован программный комплекс CRISS 4.0, сертифицированный для проведения ВАБ-1 АЭС [13]. Программа CRISS предназначена для моделирования и анализа систем безопасности и ядерной установки в целом при проведении вероятностного анализа безопасности. Функциональные возможности и математический аппарат, реализованные в программном продукте, полностью адекватны рекомендованной МАГАТЭ методике проведения ВАБ [3].

В качестве источников данных для проведения ВАБ ХОТ-2 использовались международные базы данных по надежности элементов оборудования объект использования ядерной энергии (ОИЯЭ), данные горгостехнадзора РФ, материалы расследований аварийных ситуаций и сведения из отчетов по проведению ВАБ сходных объектов [14-20]. Следует отметить, что большая часть оборудования, используемого на объекте, не является типовым и, следовательно, отсутствует опыт его эксплуатации и вероятностные оценки его надежности неизвестны. В таких случаях использовались существующие вероятностные оценки дальних аналогов с обоснованием консервативности их применения в рамках данного анализа.

На стадии проведения ВАБ для поддержки принятия решений при проектировании ХОТ-2 мы определяем «исходное событие» как событие, нарушающее нормальную работу объекта и требующее ответных действий операторов объекта или систем для предотвращения нежелательных последствий. Вмешательство оператора потребуется только при нарушении критериев и принципов безопасности. Исходные события разделяют на внешние исходное событие (ИС) и внутренние ИС. Перечень этих событий определялся на основании рекомендаций в литературе, нормативных требований и проведенного ранее детерминистского анализа безопасности. [5, 11, 14, 20]

В ходе анализа исходных событий часть из них была исключена из рассмотрения в связи с высокой надежностью рассматриваемого объекта, рациональностью конструктивных решений или малыми значениями годовых интенсивностей вероятностей их возникновения (менее $1 \cdot 10^{-7}$ год$^{-1}$). Решения об исключении ИС принимались на основе детерминистских расчетов, обоснованных заключений, приведенных в анализе надежности и безопасности ХОТ-2 (например, исключение возможности возникновения СЦР), а также на основе расчетов значений годовых интенсивностей вероятностей их возникновения (например, возможность падения самолета весом более 5 т).

В результате большинство внутренних исходных событий связано с механическим воздействием на ОЯТ при транспортных операциях и возможном падении на ОЯТ элементов оборудования. Исключение составляют лишь самопроизвольная разгерметизация пенала хранения и прибытие транспортного контейнера с негерметичными твэлами.

В результате проведенного анализа было выделено 26 ИС в трех основных системах, которые при определенных аварийных последовательностях могут привести к неблагоприятным конечным состояниям.

Разработанная и принятая в проекте ХОТ-2 концепция безопасности основана на принципе глубокоэшелонированной защиты и избыточном (предельном) принципе функционирования каждого эшелона, т.е. каждый эшелон должен качественно выполнять свою функцию независимо от наличия следующего.

В этом случае, все аварийные последовательности, приводящие к неблагоприятным конечным состояниям будут формироваться из последовательных отказов защитных и транспортных оболочек эшелонированной защиты ОЯТ и отказов локализующих систем.

Воздействие внешних исходных событий приводит к частичной разгерметизации гнезд и пеналов и оболочек твэлов в системе хранения, и, как следствие, попаданию в малых количествах радиоактивных аэрозолей в обслуживаемые помещения и окружающую среду. Просыпи ОЯТ не происходит, так как оно надежно локализуется системой гнездо-пенал-ампула-оболочка твэла [11]. По той же причине исключается СЦР, так как

Возможность пожара имеет малую вероятность. Пожар не приводит к перегреву, разгерметизации или разрушению гнезд и пеналов хранения, транспортных и защитных контейнеров. Следствием пожара может быть падение подвешенных грузов в камере ККП-1 и в перегрузочной машине системы хранения.

Примеры аварийных последовательностей для деревьев событий

Падение пенала в гнездо выдачи пеналов ККП-1 → Отказ пенала в результате падения → Отказ оболочек твэлов в результате удара → Отказ системы спецвентиляции ККП-1 в течение среднего времени устранения последствий аварии → Выход радиоактивных аэрозолей в обслуживаемые помещения в объеме менее 10 % от допустимых норм.

Падение пенала в гнездо хранения на ранее установленный пенал → Отказ пенала в результате падения → Отказ оболочек твэлов в результате удара → Отказ гнезда хранения → Отказ системы вентиляции ПМ → Выход радиоактивных аэрозолей в окружающую среду в объеме менее 10 % от допустимых норм.

Падение мостового манипулятора на транспортный чехол, загруженный ОЯТ, находящийся в ККП-1 → Отказ ампул в транспортном чехле в результате падения мостового манипулятора → Отказ оболочек твэлов в результате непосредственного удара → Отказ системы спецвентиляции ККП-1 в течение среднего времени устранения последствий аварии → Выход радиоактивных аэрозолей в обслуживаемые помещения в объеме более 10 % от допустимых норм (ИЛИ) Выход радиоактивных аэрозолей в окружающую среду в объеме более 10 % от допустимых норм, но не более 100 %.

В связи с малым временем восстановления ограничивается общее время развития аварийной последовательности, так как ограничено время обнаружения отказа $7 \cdot 10^{-6}$ каждого элемента или системы, входящих в состав аварийных последовательностей (АП), и время их восстановления.

В соответствии с перечнем аварийных последовательностей и вариантами логических моделей систем, входящих в АП, в программном продукте CRISS 4.0 были сформированы деревья отказов и событий. Всего для проведения анализа было сформировано 26 деревьев событий с 7 различными конечными состояниями.

В рамках численных расчетов проводился расчет вероятностей конечных событий, оценивалась степень неопределенности результата, оценивалась значимость базисных событий и чувствительность по отдельным типам базисных событий.

Для оценки вероятности конечных событий отбирались минимальные сечения, вероятность которых была не ниже чем 10^{-9} год$^{-1}$. Для конечных событий, вероятность которых составляет менее 10^{-7} год$^{-1}$ отбирались минимальные сечения, отличавшиеся от результата не более чем на два порядка.

В результате расчетов были получены вероятностные оценки конечных состояний по каждому дереву событий и для каждого конечного неблагоприятного состояния в целом.

Также были выполнены анализы значимости, чувствительности и неопределенности.

Анализ результатов и выводы

По результатам проведенной работы можно сделать вывод, что объект сухого хранилища ХОТ-2, удовлетворяет всем критериям безопасности.

Вероятность запроектных аварий с неблагоприятными конечными состояниями, связанными со значительным выбросом радиации в окружающую среду или в обслуживаемые помещения, составляет $3{,}18 \cdot 10^{-10}$ в год и $2{,}03 \cdot 10^{-4}$ в год соответственно. Наиболее вероятный неблагоприятный ход событий (значимость 66,5 %) – падение мостового манипулятора в пенал с ОТВС, находящийся в ККП-1.

Расчеты неопределенности показали, что нижняя граница (95 % квантиль) для запроектных аварий, также как и среднее значение вероятностной оценки, имеют малые значения – величины менее 10^{-8} в год.

В соответствии с положениями нормативных документов [7, 10, 20] дополнительные меры защиты от этих событий при столь низких значениях вероятности события не требуются.

Вероятность малых выбросов в окружающую среду и загрязнения обслуживаемых помещений составляет $7{,}57 \cdot 10^{-4}$ в подавляющей степени за счет одновременной разгерметизации гнезда и пенала одновременно. Наиболее значимым отказом является отказ сильфонного клапана контроля герметичности гнезда хранения.

Для уменьшения вероятности данного отказа рекомендовано разработать регламент контроля гнезд хранения. Периодичность контроля гнезд может быть рассчитана с учетом полученных вероятностных оценок.

В ходе анализа, были выявлены наименее отказоустойчивые элемнты оборудования и технологические операции, приводящие к попаданию малых доз радиации в обслуживаемые помещения. Нами были составлены рекомендации по разработке документации, регламентирующие процедуры проверок элементов системы и выполнение работ с приемом контейнера.

Вторым по значимости слабым местом, в результате проведенного анализа, является камера комплектации пеналов ККП-1. В этой системе присутствует наибольшая вероятность разгерметизации твелов, как в связи с отказами транспортно-перегрузочной системы, так и самопроизвольная, вследствие воздействия вибраций при нормальном ходе технологического процесса. Такие отказы могут приводить к незначительному выходу радиоактивных веществ (преимущественно газообразных) в обсуживаемые помещения. Вероятность одновременной

разгерметизации большего количества твэлов уменьшается экспоненциально с ростом их количества. Таким образом, вероятность отказов с существенными радиационными последствиями незначительна.

Список литературы

1 Бахметьев А.М. Основы безопасности ядерных энергетических установок: учеб. пособие / А.М. Бахметьев; под ред. С.М. Дмитриева. – Нижний Новгород: НГТУ. – 2006. – 174 с.

2 Острейковский В.А., Швыряев Ю.В. Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ. – М.: Физматлит, 2008.

3 IAEA-TECDOC-1267. Procedures for conducting probabilistic safety assessment for non-reactor nuclear facilities, IAEA. – Vienna, 2002.

4 ST1/PUB/888. Procedures for conducting probabilistic safety assessment of nuclear power plants (Level 1). A safety practice, IAEA. – Vienna, 1992.

5 РБ-032-04. Основные рекомендации по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций. – М., 2004.

6 Сухое хранилище облученного ядерного топлива реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000. Т. 4. Технология основного производства. Пояснительная записка 0304-0000ПЗ / Проект ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ»». Инв. № 02-03553. – СПб, 2002.

7 П-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97). Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОБП 88/97).

8 ПНАЭ Г-14-029-91. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики. – М., 2005.

9 НП-035-02. Пункты сухого хранения отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности. – М., 2002.

10 НП-016-2000. Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла ОЯТЦ. – М., 2005.

11 Предварительный отчет по обоснованию безопасности ХОТ-2 ФГУП «ГХК». Часть 2, книга 1 / ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ»». Инв. № 02-03566. – СПб, 2002.

12 Научно-техническая поддержка проекта строительства сухого хранилища облученного ядерного топлива реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000 (ХОТ-2) на ФГУП «ГХК». Этап 3. Обоснование срока эксплуатации хранилища и его компонентов / Отчет ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ»». Инв. № 3847. – СПб, 2008.

13 Описание программы CRISS для моделирования и анализа систем безопасности и ядерной установки при выполнении вероятностного анализа безопасности / Отчет о НИР ОАО «ОКБМ им. И.И. Африкантова». Инв. № 11310/09т. – Нижний Новгород, 2008. – 96 с.

14 Анализ безопасности и влияния на окружающую среду Красноярского хранилища для отработавшего топлива от реакторов типа ВВЭР-1000. Часть 2.3: Анализ аварийных ситуаций. NUCRUS 94.401-S.A.E.I.R.

15 Dry Cask Storage Probabilistic Risk Assessment Scoping Study, EPRI, Palo Alto, CA: 2002, 1003011.

16 Статистика аварийности подъемно-транспортного оборудования за 1993-2003 г. Госгортехнадзор. – 2003.

17 A pilot probabilistic risk assessment of a dry cask storage system at a nuclear power plant, A. Malliakos, NUREG-1864, Washington, March 2007.

18 IAEA-TECDOC-508. Survey of ranges component reliability data for use in probabilistic safety assessment. – Vienna, 1989.

19 IAEA-TECDOC-478. Component reliability data for use in probabilistic safety assessment. IAEA. – Vienna, 1988.

20 РБ-024-02. Рекомендации по выполнению вероятностного анализа безопасности атомных станций уровня 1 для внутренних инициирующих событий (работе блока в режиме выработки электроэнергии во внешнюю сеть). – М., 2002.

ИНТЕГРАЦИЯ ДИФРАКТОМЕТРИЧЕСКОГО И ЭНЕРГОДИСПЕР-СИОННОГО МЕТОДОВ АНАЛИЗА В СИСТЕМЕ КОНТРОЛЯ КАЧЕСТВА ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ НИТРИДА УРАНА

Монич А.В., Абрамов О.Ю., Ачкасов Ю.С., Житков С.А., Скрипников В.В.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: shk@seversk.tomsknet.ru

На сегодняшний день, одной из стратегических целей ГК «РОСАТОМ» является обеспечение геополитических интересов страны и достижение лидирующих позиций российских компаний на мировом рынке ядерных технологий и услуг. Весомый вклад в достижение поставленной цели вносит топливная компания «ТВЭЛ», решая ряд задач, среди которых реструктуризация действующих предприятий ЯОК, направленная на освоение производства ликвидной продукции ядерно-топливного цикла.

На базе Опытно-технологической лаборатории Химико-металлургического завода (ОТЛ ХМЗ) ОАО «СХК» ведется серия исследований по отработке технологии получения нитрида урана в качестве топлива реакторов на быстрых нейтронах. Результаты проводимых в ОТЛ работ могут создать условия для освоения нового производства, которое позволит ХМЗ находиться в зоне рентабельности длительный срок. Разработка и внедрение технологии получения нитрида урана, как и любой другой вновь осваиваемой технологии, требует особого внимания к методам контроля качества продукции.

Перед группой материаловедения (МВГ) ОТЛ одной из первых была поставлена задача по определению качественного и количественного состава пробы, полученной после операции нитрирования (рисунок 1). В частности, требовалось установить наличие или отсутствие оксидов урана и их количество. Для решения поставленной задачи в группе материаловедения ОТЛ были применены дифрактометрический и энергодисперсионный методы исследований.

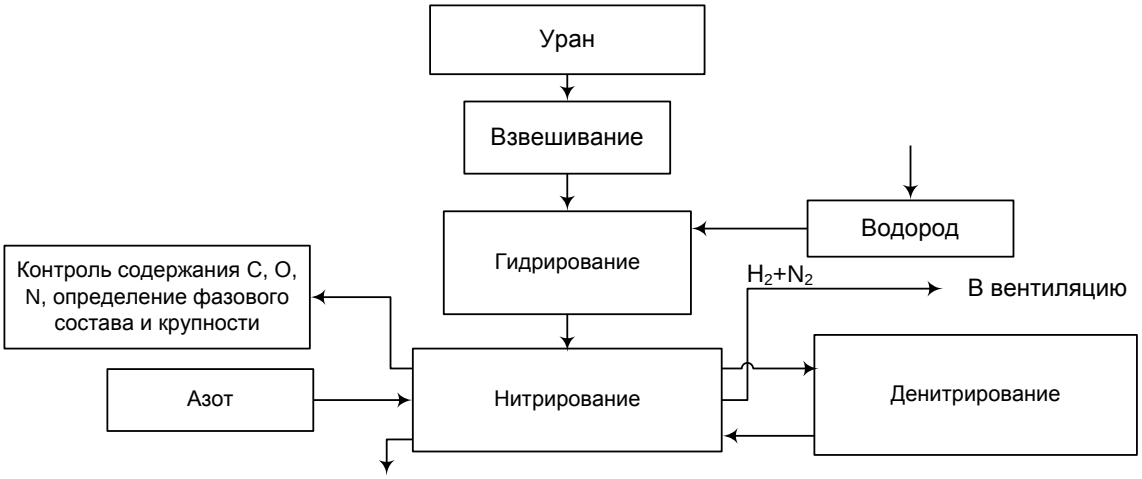


Рисунок 1 –Часть принципиальной схемы получения UN

Дифрактометрические исследования выполнялись на установках типа ДРОН (дифрактометр рентгеновский общего назначения), принцип действия которых, как известно [1], сводится к анализу дифрагированного (отраженного от образца) рентгеновского излучения, что позволяет провести качественный анализ (т.е. идентифицировать соединения входящие в состав образца, их фазовое состояние и т.д.), а поскольку интенсивность дифрагированного рентгеновского излучения пропорциональна количеству компонента, становится возможным проведение и количественного анализа. Результаты настоящего исследования получены с использованием дифрактометров российского («ДРОН-3», «ДРОН-4» производитель «Буревестник») и японского(«Shimadzu XRD 7000») производств.

В свою очередь, энергодисперсионный анализ выполнялся на растровом электронном микроскопе (РЭМ) «Quanta Inspect S». Принцип работы РЭМ заключается в сканировании поверхности образца сфокусированным электронным пучком и анализе отраженных от поверхности частиц и, возникающего в результате взаимодействия электронов с веществом, рентгеновского излучения. Анализ частиц позволяет получать информацию о рельефе

поверхности, о фазовом различии и кристаллической структуре приповерхностных слоев. Анализ рентгеновского излучения, возникающего в процессе взаимодействия пучка электронов с образцом, дает возможность качественно и количественно охарактеризовать химический состав приповерхностных слоев [2].

На первых этапах работ было достаточно дифрактометрического метода анализа для экспресс-оценки наличия или отсутствия оксидов урана, которые могли составлять до трети всей пробы нитрида урана. В дальнейшем отработка технологии позволила снизить содержание оксидов практически до нулевого значения, о чем свидетельствовало отсутствие дифракционных отражений на рентгенограммах. Этот факт позволял с большой долей вероятности утверждать о том, что наличие окислов в пробе составляет менее 1 %.

Однако, опыт радиационных испытаний мононитридного топлива в различных реакторах привел зарубежных и российских специалистов к выводу о необходимости снижения концентрации примесей (кислорода и углерода) до 0,15 % каждого. Превышение этого содержания ухудшает эксплуатационные свойства топлива и твэлов [3].

Было принято решение опытным путем установить минимальное содержание оксида урана достаточное для идентификации на оборудовании МВГ ОТЛ.

В качестве прототипа смеси UO_2 + UN была взята смесь U_3O_8 + KCl, где KCl был основным компонентом, а U_3O_8 – примесью.

Для анализа было приготовлено четыре вида проб:

1 – KCl (98 %) + U_3O_8 (2 %);
2 – KCl (99 %) + U_3O_8 (1 %);
3 – KCl (99,5 %) + U_3O_8 (0,5 %);
4 – KCl (99,9 %) + U_3O_8 (0,1 %),

где в скобках указан процент от всей массы пробы, приходящийся на данное соединение.

Рентгеноструктурный анализ на установках типа ДРОН выявил наличие соединения U_3O_8 в трех пробах с его содержанием от 2 до 0,5 %, при этом интенсивность дифракционных отражений соответствующих U_3O_8 закономерно снижалась (рисунок 2) и при концентрации менее 0,5 % достигла уровня фона.

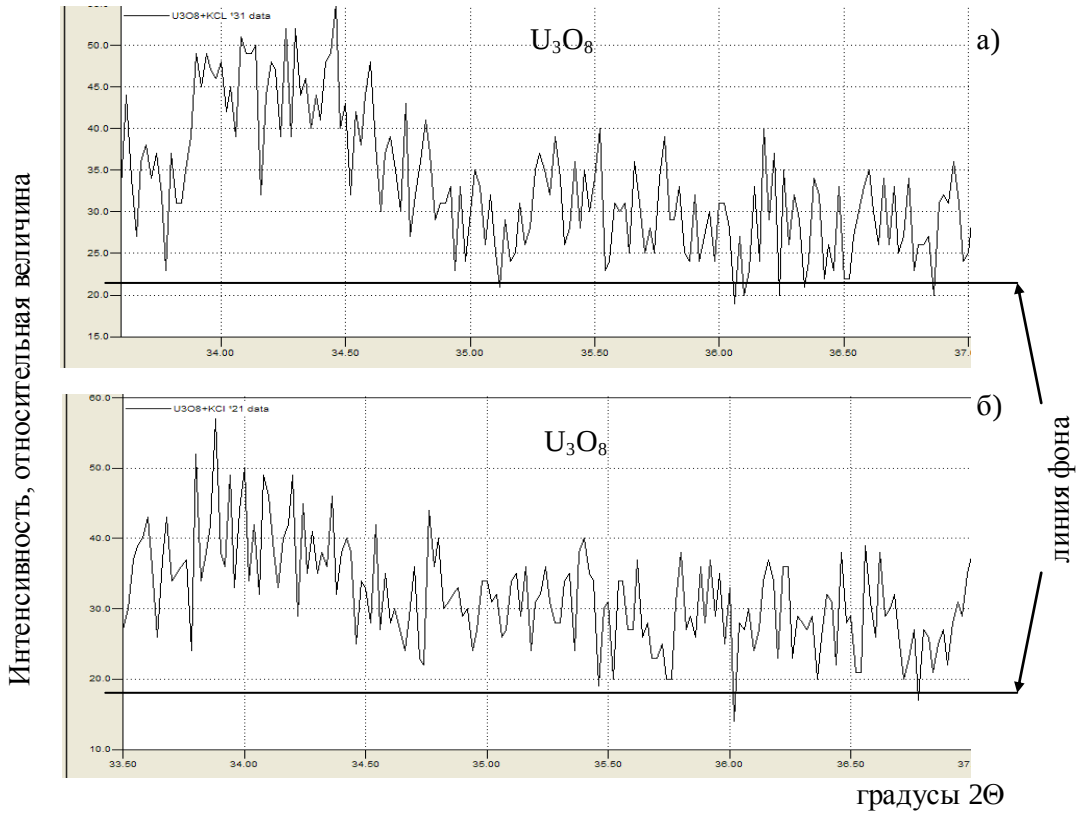


Рисунок 2 – Рентгенограммы проб с содержанием U_3O_8 2 % (а) и 0,5 % (б)

Достоверность результатов рентгеноструктурного анализа подтверждалась микрорентгеноспектральным анализом электронного микроскопа, который также показал наличие кислорода и урана в пробах с содержанием U_3O_8 от 2 до 0,5 % (рисунок 3). Использование электронной микроскопии позволяет, за счет визуализации, проводить анализ в конкретной точке, в частности, непосредственно частицы U_3O_8, установить содержание в ней каждого элемента и через атомные массы соотнести с формулой соединения, полученной по результатам рентгеноструктурного анализа.

Стоит отметить, что при концентрации соединения U_3O_8 0,5 % содержание кислорода из соотношения атомных масс составляет ~0,08 % (при верхней границе 0,15 % [1]).

Недостатком дифрактометрического метода контроля проб нитрида урана после операции нитрирования является то, что дифракционные отражения оксида урана (UO_2) близки по угловому положению к полуторному нитриду урана ($UN_{1,5}$) (рисунок 4) и при малых концентрациях (1…0,5 %) едва ли поддаются идентификации. Устранить данный недостаток позволяет энергодисперсионный анализ, определяя поэлементный состав пробы.

Таким образом, комплексное использование дифрактометрического и энергодисперсионного методов исследований при анализе проб нитрида урана позволяет выполнить качественный и количественный анализ, гарантирующий идентификацию примесей (кислород, углерод и т.д.), начиная с концентрации ~0,1 %.

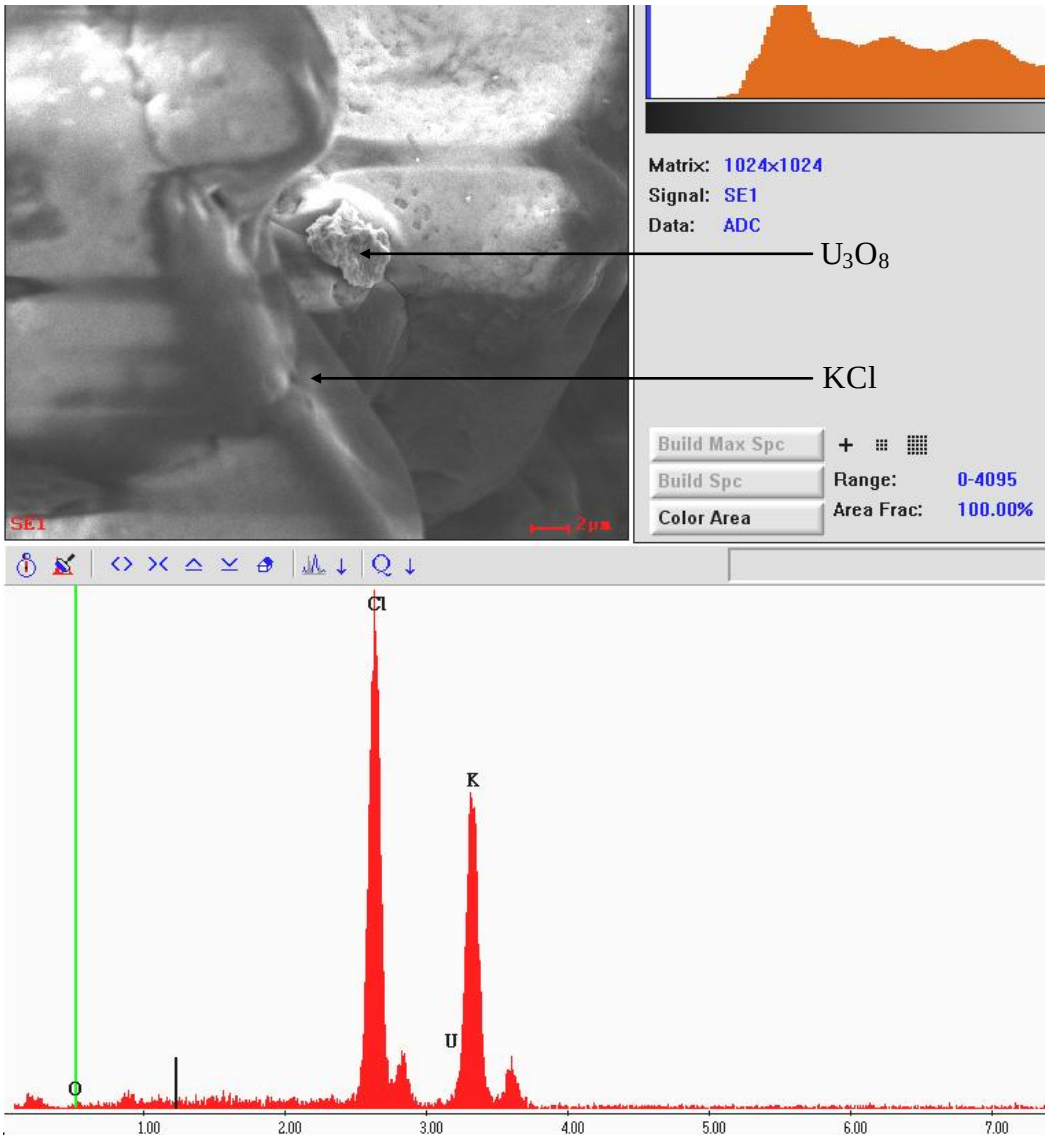


Рисунок 3 – Результаты энергодисперсионного анализа пробы с содержанием U_3O_8 – 0,5 %; KCl – 99,5 %

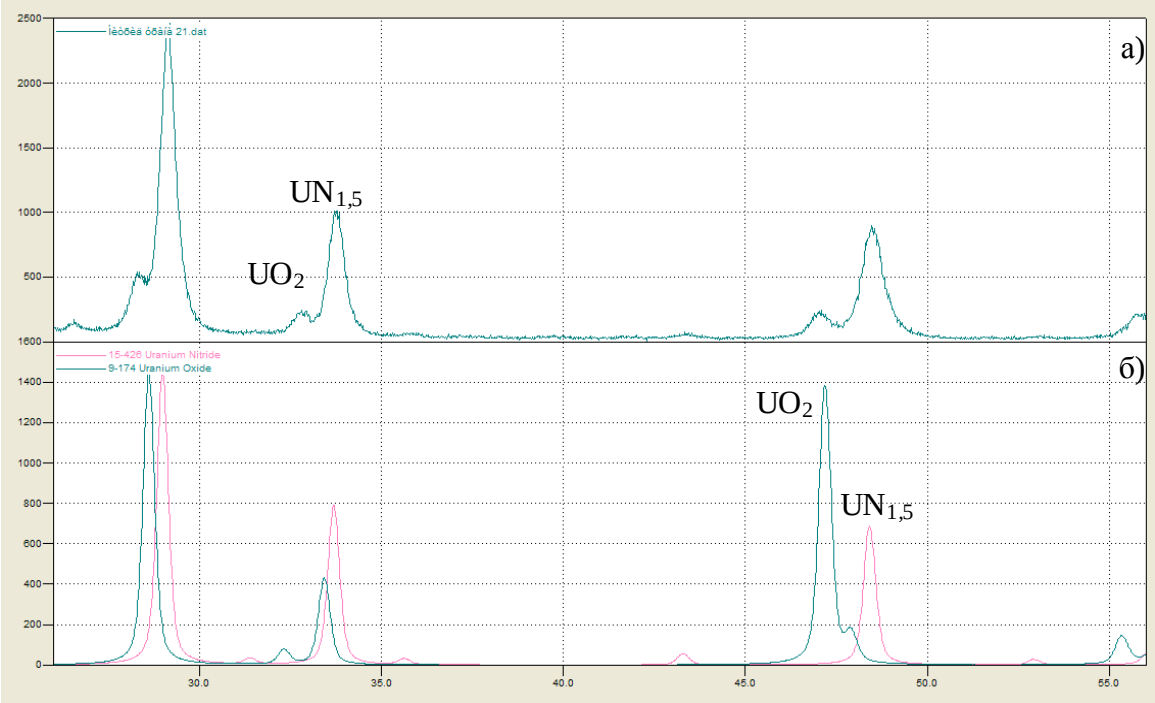


Рисунок 4 – Рентгенограмма пробы нитрида урана с ~20 % оксида урна (а) и дифракционные отражения эталонов UO_2 и $UN_{1,5}$ (б)

Список литературы

1 Тейлор А. Рентгеновская металлография // Под ред. Б.Я. Пинеса. – М.: Металлургиздат, 1965. – 663 с.

2 Энгель Л., Клингель Г. Растровая электронная микроскопия. Справочник. – М.: «Металлургия», 1986. – 200 с.

3 Разработка технологических процессов и оборудования для изготовления экспериментальных ТВЭЛов со смешанным мононитридным уран-плутониевым топливом реактора БРЕСТ-ОД-300, отчет о НИР ФГУП ВНИИНМ, руководитель работ И.А. Шкабура. – 2002. Инв. № 10042.

СОЗДАНИЕ В ОАО ЧМЗ ПРОИЗВОДСТВА МЕТАЛЛИЧЕСКОГО ГАФНИЯ И ИЗДЕЛИЙ НА ЕГО ОСНОВЕ

Негодин Д.А., Вдовенко Н.В., Зиганшин А.Г., Карпов Ю.С., Кобызев А.М., Штуца М.Г.
ОАО «Чепецкий механический завод», г. Глазов
E-mail: droobdan@udmnet.ru

В настоящее время мировое потребление гафния в пересчете на металл по различным источникам оценивается в 100…150 т/год, из них около 80 % используется в металлической форме, 20 % в форме диоксида.

Крупнейшими производителями металлического гафния за рубежом являются основные поставщики циркония:

- Teledyne Wah Chang фирмы «Allegheny Technologies» (США) – 40 %;
- Western Zirconium Co фирмы «Westinghouse» (США) – 20 %;
- Cezus компании «Framatome» (Франция) – 40 %.

Крупнейшими потребителями являются США (более 50 т/год), страны Западной Европы (Франция, Великобритания и Германия) и Япония (в совокупности около 10 т/год), возможно Китай и Индия. На территории бывшего СССР существует производство гафния в Украине.

Основной областью применения металлического гафния в РФ являются ядерная энергетика, военно-промышленный комплекс, металлургическая промышленность (легирующие добавки), микроэлектроника (изготовление полупроводников нового поколения).

При использовании в атомной промышленности цирконий и гафний являются антиподами. Цирконий обладает низким значением поперечного захвата тепловых нейтронов (0,18 барн) и предназначен для работы в активной зоне в качестве конструкционного материала – оболочки твэлов, подвода теплоносителя. Гафний, наоборот, обладая высоким значением поперечного захвата нейтронов (115 барн) используется в качестве поглотителя нейтронов в элементах управления и средствах защиты.

Многолетний выпуск циркониевой продукции в ОАО ЧМЗ привел к накоплению гафнийсодержащих отходов циркониевого производства. В результате проведенных исследовательских и опытно-конструкторских работ создана опытно-промышленная схема, позволяющая получать металлический гафний с суммарным содержанием циркония и гафния не менее 99,8 %, массовая доля примесей приведена в таблице.

Таблица – Требования по химическому составу к металлическому гафнию марки ГФЭ11 (ТУ 001.40212008)

Элемент	Массовая доля, %, не более	Элемент	Массовая доля, %, не более
Zr	1,0	Ca	0,01
N	0,005	Mg	0,004
C	0,01	Mn	0,0005
O	0,05	Cr	0,003
Fe	0,04	Cu	0,005
Si	0,005	Nb	0,01
Ni	0,02	Mo	0,01
Ti	0,005	W	0,01
Al	0,005	–	–

Основная цепочка получения металлического гафния в ОАО ЧМЗ состоит из экстракционного разделения циркония и гафния, последующего электролитического получения гафния из расплава фторидов. Получаемый электролитический порошок прессуется в брикеты и переплавляется электронно-лучевым или вакуумно-дуговым переплавом в слитки диаметром до 320 мм.

В настоящее время в ОАО ЧМЗ освоено производство изделий из металлического гафния для нужд ядерной энергетики – пластины толщиной 0,60 мм, разрабатывается технология изготовления труб из гафния диаметром 15 мм.

Укрупненная схема изготовления пластин приведена на рисунке.

При изготовлении листов и пластин слитки гафния диаметром до 320 мм методом свободной ковки или ковки на автоматизированном ковочном комплексе перековываются в заготовки под последующие операции. Поковки проходят стадии горячей прокатки и от 3 до 6 холодных прокаток с промежуточными вакуумными отжигами.

Изделия из металлического гафния, прошедшего термомеханическую обработку имеют следующие характеристики механических свойств:

- предел прочности (временное сопротивление) σ_B – 300…550 МПа;
- условный предел текучести $\sigma_{0,2}$ – 150…300 МПа;
- относительное удлинение δ_5 – 12…45 %.

С 2010 года в ОАО «ЧМЗ» ведется работа по созданию производства труб из гафния для нужд атомной промышленности. Краткая схема изготовления труб приведена на рисунке.

Слиток гафния диаметром до 320 мм ковкой на автоматизированном ковочном комплексе перековывается в заготовки, из которых изготавливаются гильзы под прессование. Горячепрессованные трубы прокатывают в холодную (3-5 прокаток) в размер.

В течение 2007-2010 годов заказчикам, в том числе иностранным, поставлено более 400 кг гафния в виде готовых изделий (пластин) и 2500 кг в слитках.

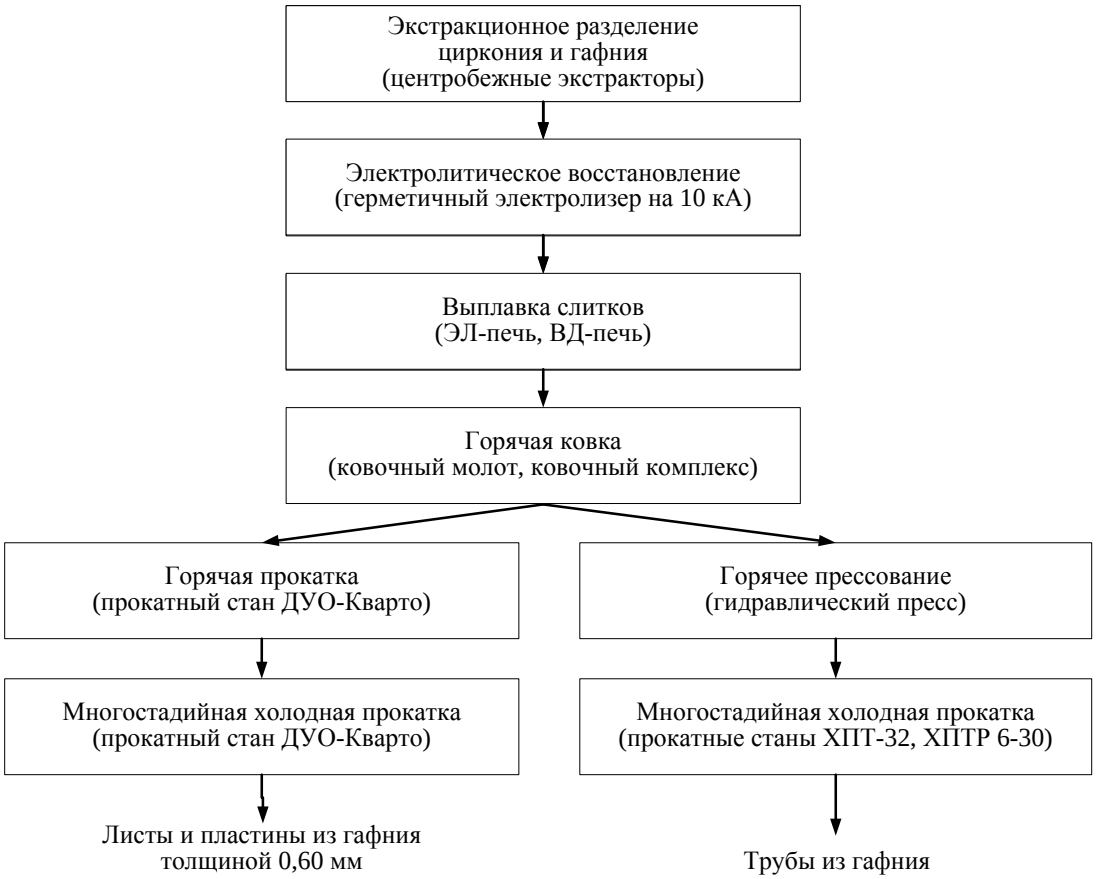


Рисунок – Укрупненная схема изготовления пластин и труб из гафния

Заключение

Впервые в России создано промышленное производство гафния, с содержанием циркония менее 1 %, и изделий на его основе для обеспечения потребностей отечественной и зарубежной атомной энергетики, электронной промышленности.

Определены технологические режимы получения соединений гафния, металлического гафния и изделий на его основе.

Разработано и внедрено оборудование, обеспечивающее получение изделий на основе гафния.

В результате создания производства:

- полностью прекращен сброс на захоронение гафнийсодержащих отходов действующего циркониевого производства ОАО «ЧМЗ»;
- вовлечены в переработку отходы хвостохранилища, накопленные почти за 50-летний период;
- из отходов производства ОАО «ЧМЗ» ежегодно извлекается до 9 т гафния;
- дополнительно создано 60 рабочих мест.

Список литературы

1 Шиков А. Что может гафний. О состояниях и перспективах его использования / А. Шиков, О. Бочаров // Металлы Евразии. – 2005. – № 5. – С. 50-54.

2 Шека И.А. Химия гафния / И.А. Шека, К.Ф. Карлышева. – Киев: Наукова думка, 1972. – 455 с.

3 Металлургия гафния / Под ред. Д.Е. Томаса и Е.Т. Хейса. – М.: Металлургия, 1967. – 307 с.

ПЕРСПЕКТИВЫ ХМЗ ОАО «СХК» НА РЫНКЕ ТОПЛИВА ДЛЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Нестеров В.О., Абрамов О.Ю., Житков С.А., Карташов Е.Ю., Кочетов В.Г., Кузнецов М.В., Скрипников В.В.
ОАО «Сибирский химический комбинат», г. Северск
E-mail: shk@seversk.tomsknet.ru

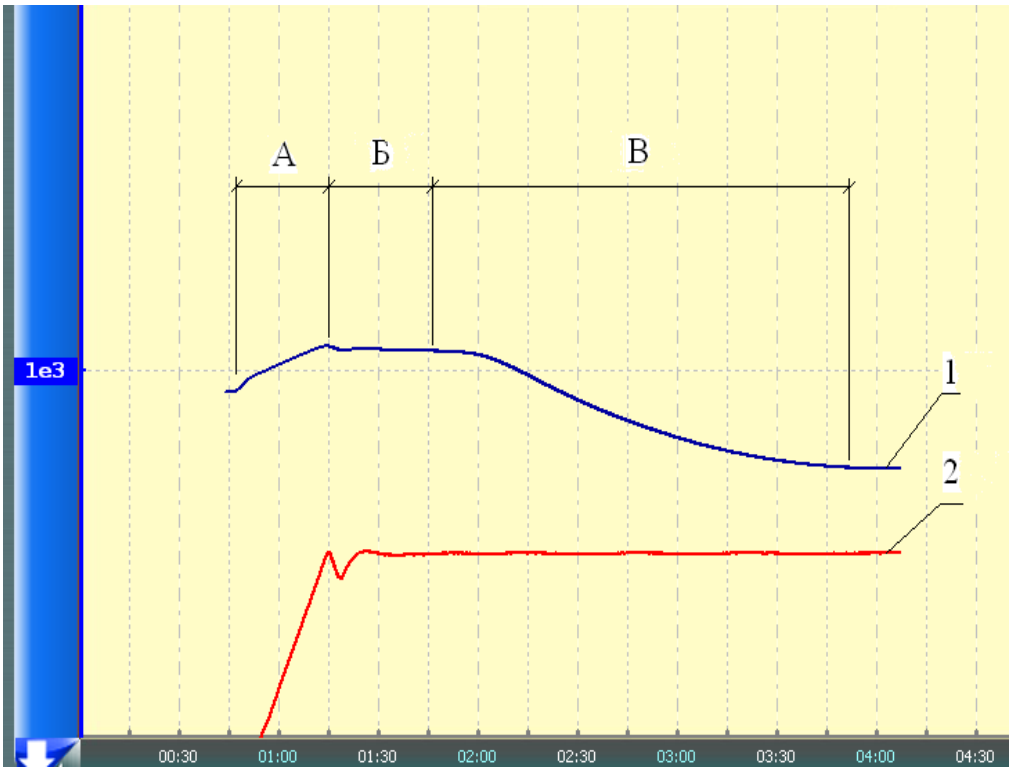
Перспективным направлением в развитии ядерной энергетики, как в России, так и в мире, является использование реакторов на быстрых нейтронах, с загрузкой активной зоны нитридным топливом, работающих в пристанционном замкнутом ядерно-топливном цикле.

Для внедрения данного вида реакторов необходимы комплексные исследовательские работы, одной из составляющей которых является исследование нейтронного потока от таблеток из нитрида природного или обедненного урана на большом физическом стенде (БФС) в ГНЦ РФ «ФЭИ».

В настоящее время на Химико-металлургическом заводе ОАО «СХК» проводятся исследования, направленные на разработку технологии изготовления таблеток из нитрида обедненного урана. В качестве исходной схемы выбран процесс синтеза нитрида урана из металла. Данная схема включает в себя следующие основные технологические операции:

- гидрирование металлического урана;
- синтез нитрида урана;
- классификация нитрида урана по крупности;
- смешение со связующим;
- прессование;
- спекание;
- герметизация в защитные оболочки.

На первом этапе синтеза нитрида урана металлический уран переводится в порошкообразную форму посредством гидрирования водородом. Типичный график изменения давления водорода при гидрировании урана представлен на рисунке 1.



А – нагрев; Б – индукционный период; В – гидрирование;
1 – давление; 2 – температура

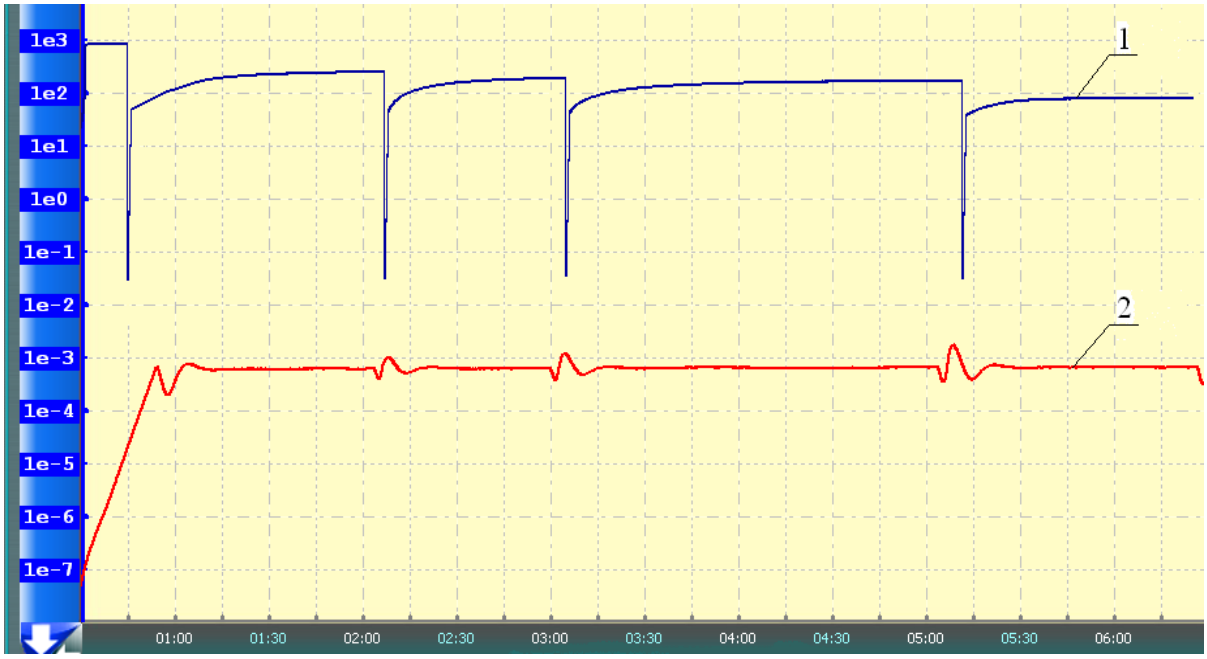
Рисунок 1 – График изменения давления водорода при гидрировании

Начальная стадия гидрирования сопровождается индукционным периодом, длительность которого главным образом определяется температурой процесса, давлением и чистотой водорода, а также чистотой поверхности исходного металла.

Продуктом гидрирования является очень активный мелкодисперсный порошок гидрида урана.

Синтез нитрида урана происходит при нагреве гидрида урана в среде азота. Трудность ведения процесса нитрирования заключается в отсутствии изменения технологических параметров, по которым можно судить об окончании реакции. Так давление в реакторе не претерпевает существенных изменений за счет того, что поглощение азота сопровождается выделением водорода. Нитрид урана, полученный описанным способом, представляет собой мелкодисперсный порошок. Порошок нитрида урана обладает пирофорными свойствами и склонен к самопроизвольному возгоранию на воздухе, поэтому дальнейшие операции с ним необходимо проводить в осушенной инертной атмосфере.

С целью вторичного использования водорода для гидрирования, экспериментально исследовали процесс дегидрирования гидрида урана при повышенной температуре, с последующим нитрированием полученного мелкодисперсного металлического урана. График изменения давления при дегидрировании представлен на рисунке 2.

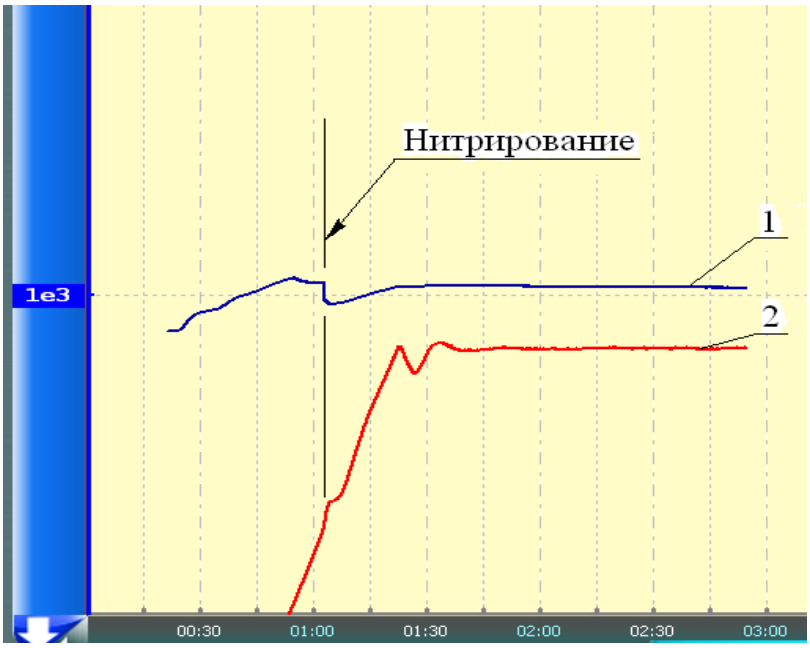


1 – давление; 2 – температура

Рисунок 2 – График изменения давления при дегидрировании гидрида урана

В процессе нагрева дегидрированного урана в среде азота происходит его нитрирование, график изменения температуры и давления представлен на рисунке 3.

Положительным моментом в нитрировании металлического урана является возможность судить об окончании процесса по изменению давления в реакторе. Нитрид урана, полученный азотированием дегидрида урана, представлял собой спеченную массу, что требует введение дополнительной операции по его измельчению или проведение дополнительных исследований, направленных на снижение скорости реакции.



1 – давление; 2 – температура

Рисунок 3 – График изменения давления азота и температуры при нитрировании урана

Продуктом синтеза по двум исследованным схемам является полуторный нитрид $UN_{1,5}$, который разлагается в вакууме при повышенных температурах до мононитрида урана.

Следующим этапом изготовления таблеток является смешение полученного нитрида урана со связующим. Подготовленный таким образом пресс-порошок подвергается прессованию и последующему спеканию.

Полученная таблетка герметизируется в оболочку при помощи аргонно-дуговой сварки.

Для реализации рассмотренной технологии в Опытно-технологической лаборатории ХМЗ ОАО «СХК» разработана схема размещения производственного комплекса, с учетом использования имеющегося оборудования.

После изготовления таблеток из нитрида урана для БФС, высвободившуюся технологическую линию можно использовать для изготовления смешанного мононитридного уран-плутониевого топлива.

Предварительные исследования, проведенные в Опытно-технологической лаборатории ХМЗ ОАО «СХК», дали положительные результаты о возможности синтеза мононитрида урана. Целесообразность размещения установки по изготовлению таблеток для БФС на ХМЗ ОАО «СХК» определяется полувековым опытом работы с радиационно-опасными и делящимися материалами. На ОАО «СХК» имеется вся необходимая инфраструктура по обращению и утилизации всех видов радиоактивных отходов. Размещение данной установки является перспективным решением, которое позволит использовать ее для производства смешанного нитридного уран-плутониевого топлива для лицензирования и первых загрузок реакторов на быстрых нейтронах. Развитие топливного направления на ХМЗ ОАО «СХК» становится особо актуальным в связи с вхождением ОАО «СХК» в структуру ОАО «ТВЭЛ».

Список литературы

1 Копырин А.А. и др. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива: Учеб. пособие для вузов / А.И. Карелин, В.А. Карелин. – М.: ЗАО «Издательство Атомэнергоиздат», 2006. – 576 с.

2 Сокурский Ю.Н. и др. Уран и его сплавы / Я.М. Стерлин, В.А. Федорченко. – М.: Атомиздат, 1971. – 448 с.

ПРЕДВАРИТЕЛЬНОЕ РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ СИСТЕМЫ УДЕРЖАНИЯ РАСПЛАВА И ОХЛАЖДЕНИЯ КОРПУСА РЕАКТОРА ДЛЯ АЭС С РУ ВВЭР-600

Пантюшин С.И., Быков М.А. Мохов В.А.
ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск
E-mail: Pantyushin@grpress.podolsk.tu

Введение

В 2008 году ОКБ «Гидропресс» совместно с СПбАЭП и РНЦ «Курчатовский институт» начал разработку проекта реакторной установки ВВЭР-600 для энергоблока средней мощности (600 МВт эл.).

За базу для разработки РУ ВВЭР-600 был принят проект ВВЭР-1200, который в настоящее время ОКБ «Гидропресс» разрабатывает для энергоблоков АЭС-2006. Эта РУ разрабатывается на базе референтных решений серийной РУ ВВЭР-1000, работающей на 28 блоках АЭС. Проект ВВЭР-1200 реализуется в настоящее время в России на Ленинградской АЭС (2-я очередь) и Нововоронежской АЭС (2-я очередь) [1].

Разработка РУ ВВЭР-600 (наименование проекта В-498) ведется с использованием многолетнего опыта ОКБ «Гидропресс» в области создания РУ для АЭС, характеризующихся большой мощностью, высокими скоростями и значительными пульсациями потока теплоносителя, длительной работой на максимальной мощности, работой в условиях значительных отклонений водно-химического режима от требуемых параметров.

Повышение эффективности активных и пассивных систем безопасности, а также внедрение системы внешнего охлаждения корпуса при ТА в проекте ВВЭР-600 позволят отказаться от подреакторного устройства удержания расплава (УЛР), без снижения уровня безопасности АЭС.

В докладе обозначены основные направления работ по реализации наружного охлаждения корпуса реактора. Приведены предварительные расчетные анализы возможности удержания расплава при наличии стационарного внешнего охлаждения.

Основные направления работ по реализации удержания расплава активной зоны в корпусе реактора при тяжелой запроектной аварии

В качестве средства управления тяжелой запроектной аварией с плавлением активной зоны в проекте энергоблока с ВВЭР-600 планируется обеспечить удержание расплава активной зоны внутри корпуса реактора. Это позволит отказаться от использования в проекте подреакторного устройства локализации расплава (которое стало обязательным элементом АЭС в последних проектах ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200) и сократить за счет этого капитальные затраты на возведение энергоблока.

На совещании по координации работ в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» (18 февраля 2010 года) были обозначены основные направления по обоснованию и практическому внедрению концепции удержания расплава в корпусе реактора:

1) анализ международного опыта по тематике, реализованного на АЭС «Пакш», «Ловииса» (ВВЭР-440), AP600, AP1000 и APR1400;

2) расчетное теплогидравлическое обоснование:

- адаптация расчетных кодов КОРСАР и СОКРАТ для выполнения анализа тяжелых аварий для ВВЭР-600;
- анализ внутрикорпусной фазы тяжелых аварий, анализ проводится, начиная с исходного события и до выхода расплава за пределы корпуса;
- оценка эффективности мер по управлению тяжелыми авариями;
- анализ возможности охлаждения расплава во внутрикорпускной шахте реактора;
- определение характеристик расплава, анализ поведения расплава в НКР, оценка тепловых нагрузок на корпус реактора;
- анализ возможности отвода тепла от корпуса реактора и, соответственно, от расплава активной зоны;

3) расчетное термомеханическое обоснование. Обоснование механической прочности и геометрической стабильности элементов корпуса при характерных температурах;

4) экспериментальное обоснование и подтверждение адекватности используемых моделей, теоретических и конструкторских предположений, а также экспериментальное обоснование эффективности системы внешнего охлаждения корпуса реактора «СУРОК». Обоснование проводится на основе использования имеющегося опыта и данных по отечественным и зарубежным экспериментам, а также проведения новых исследований на российской экспериментальной базе (ОКБ ГП, НПО «ЛУЧ», РНЦ КИ, МЭИ);

5) разработка требований и условий для конструкторской и технологической разработки системы внешнего охлаждения корпуса реактора;

6) разработка конструкции «Системы Удержания Расплава и Охлаждения Корпуса реактора» («СУРОК»);

7) внедрение системы в проект АЭС с РУ ВВЭР-600;

8) оценка перспектив по внедрению аналогичной системы на АЭС большой мощности.

Реакторная установка ВВЭР-600 (В-498)

Реакторная установка В-498 является составной частью энергоблока электрической мощностью 600 МВт. Основные параметры и характеристики РУ ВВЭР-600 приведены в [1].

Описание расчетного кода и нодализационных схем

В качестве расчетного средства используется **Расчетный Код «СОКРАТ»**. РК СОКРАТ разработан в рамках отраслевой программы и является развитием комплекса РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ.РК СОКРАТ является совместной разработкой нескольких российских НИИ (ИБРАЭ РАН, ВНИИЭФ, РНЦ КИ и т.д.).

РК СОКРАТ обеспечивает сопряженное моделирование физических процессов на всех этапах тяжелой аварии РУ ВВЭР как внутрикорпусной, так и внекорпусной с выходом расплава активной зоны в зону локализации аварии. В настоящее время РК СОКРАТ прошел процедуру аттестации в Совете по аттестации программных средств при Ростехнадзоре, что подтверждает способность кода адекватно описывать совокупность процессов и явлений, определяющих протекание тяжелой запроектной аварии в РУ ВВЭР.

Подробные описания моделей и расчетных схем, разработанных для РУ ВВЭР-600 с использованием РК СОКРАТ рассмотрены в [2-4].

Предварительное расчетное теплогидравлическое обоснование

В качестве исходных данных для проведения расчетного обоснования и теплогидравлических анализов используются конструкционные и теплофизические характеристики оборудования РУ, нейтронно-физические характеристики активной зоны. При подготовке исходных данных для расчетов используется подход «реалистичной оценки».

В проекте РУ ВВЭР-600 рассматривается следующая последовательность событий и отказов, приводящая к плавлению активной зоны:

Разрыв полным сечением главного циркуляционного трубопровода Ду850 → Отказ всех активных систем безопасности → Расхолаживание РУ и отвод остаточных тепловыделений с использованием пассивных систем безопасности → Плавление активной зоны и формирование ванны расплава в нижней части корпуса → Длительный отвод тепла от корпуса и удержание расплава в корпусе.

Сценарий и анализ протекания аварии до поступления расплава на днище корпуса реактора представлен в [2-3].

После проплавления внутрикорпусной шахты расплав материалов активной зоны попадает на днище корпуса реактора. В результате плавления образуется ванна расплава, которая разделяется на фракции. Тяжелая фракция расплава, состоящая из окислов, образует нижний слой, легкая фракция из расплавленной стали - верхний слой (рисунки 1 и 2). Так как верхний слой обладает высокой теплопроводностью, то температура разогрева корпуса реактора на границе с верхним слоем расплава более высокий, чем на границе с нижним слоем.

Без наружного охлаждения проплавление корпуса реактора происходит на 36,5 ч на уровне 1,9 м от нижней точки корпуса реактора в области легких фракций (расплавленной стали) (рисунки 3 и 4). Масса расплавленных частей корпуса реактора поступает в бетонную шахту вместе с расплавленными материалами активной зоны и ВКУ. К моменту разрушения днища корпуса реактора давление внутри реактора незначительно отличается от давления в защитной оболочке, и равно приблизительно 0,25 МПа, что не превышает предельного давления – 1 МПа, принятого в практике как критерий исключения фрагментации расплава и прямого нагрева контейнмента.

В таблице 1 приведен состав расплавленного материала, поступающего из внутрикорпусной шахты реактора на днище корпуса реактора, и состав материала, выходящего за пределы корпуса реактора, в случае отсутствия внешнего охлаждения.

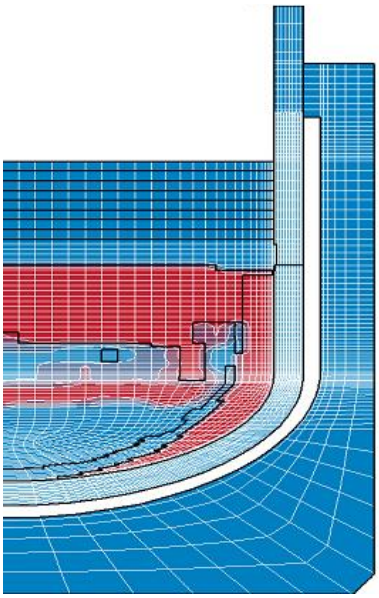


Рисунок 1 – Тяжелая фракция расплава, состоящая из топлива и оксида циркония на днище корпуса реактора

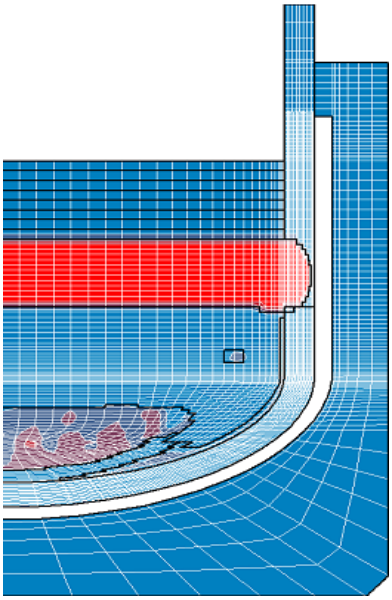


Рисунок 2 – Легкая фракция расплава, состоящая из расплавленной стали, проплавляет корпус реактора (через 36,5 ч с начала аварии)

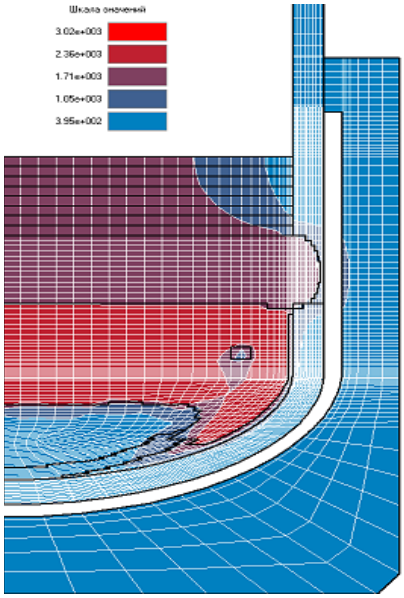


Рисунок 3 – Температуры на днище корпуса реактора в момент проплавления стенки корпуса реактора (К)

Таким образом, показано, что на процессы осушения, разогрева и плавления активной зоны, перемещение материала в НКР, плавление днища шахты реактора и вплоть до формирования на днище корпуса реактора бассейна расплава требуется дополнительно 9 часов, т.е. взаимодействие расплава кориума со стенкой корпуса реактора начинается через 33 часа. За это время уровень остаточных тепловыделений понижается, что облегчает задачу внутрикорпусного удержания расплава.

Таблица 1 – Состав расплавленного материала на разных стадиях тяжелой аварии

Материал	Поступление из внутрикорпусной шахты на днище корпуса реактора, кг	Поступление материала за пределы корпуса реактора в бетонную шахту, кг
Топливо (UO_2)	82000	78000
Сталь	20000	79000
Цирконий (Zr)	8000	3000
Оксид циркония (ZrO_2)	29000	21000
Другие	1000	–
Общая масса	138000	181000

Реализация наружного охлаждения корпуса реактора

Для реализации наружного охлаждения корпуса реактора в настоящее время предложено осуществлять внешний отвод тепла с помощью воды, собираемой в боксе ПГ (при рассматриваемой аварии из трубопроводов первого контура происходит выброс большого количества воды). В анализе принято, что вода осуществляет непрерывный теплосъем. Температура воды снаружи корпуса реактора принималась равной 373…393 К, что соответствует температуре насыщения при давлении 0,2 МПа.

Используемые значения критического теплового потока, рассчитаны для конкретной геометрии корпуса реактора ВВЭР-600 (вариант со 163 ТВС). Максимальные значения теплового потока составляют 1,128 МВт/м^2 для угловой координаты 1,571 рад и для аксиальной координаты 1,301…2,001 мм отсчитываемой от нижней точки корпуса реактора.

Далее определены и описаны характерные этапы процесса удержания расплава. Данный процесс в расчете начинается с формирования квазиравновесного бассейна расплава в стратифицированном состоянии на днище корпуса реактора.

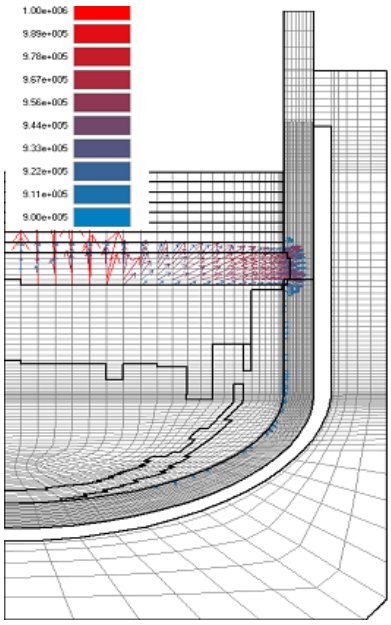


Рисунок 4 – Тепловой поток от легкой фракции (расплавленная сталь) (МВт/м^2) через 33 часа после начала аварии

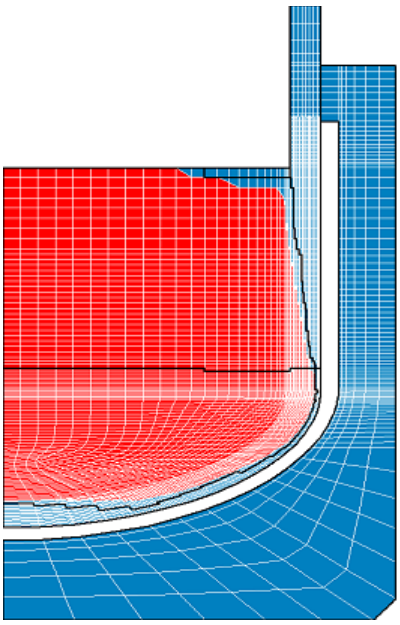


Рисунок 5 – Жидкая фаза на этапе подплавления корпуса реактора (40 часов с момента начала аварии)

На начальном этапе удержания двухслойный расплав (рисунки 1 и 2), локализованный в корпусе, имеет следующие характеристики:

- высокую энтальпию металлического слоя;
- большие перетечки тепла из основной области тепловыделения в оксидном слое вверх через поверхность раздела в металлический слой без теплового сопротивления границы;
- большие потоки тепла через корпус реактора в области металлического слоя (рисунок 4).

При этом плотность теплового потока на поверхности корпуса реактора в районе металлического слоя быстро возрастает и его локальное максимальное значение составляет 0,5 МВт/м^2 (в среднем значения лежат в интервале 0,1…0,4 МВт/м^2) на интервале аксиальной координаты 1,5…2,0 м. В результате подплавления корпуса остаточная толщина корпуса в 4,1 см оказывается достаточной для сброса максимального теплового потока, и дальнейшее развитие процесса идет с постепенным уменьшением температуры металлического слоя. Остывание металлического расплава сопровождается появлением застывшей корки металла на стенке и, как показывает расчет, постепенному переходу всего процесса на следующую, существенно более длительную стадию. Через 40 часов (рисунок 5) остаточная толщина корпуса в 4,1 см будет распространяться на 50…60 % днища корпуса реактора.

На последующей стадии удержания расплава имеет место преимущественный разогрев оксидного слоя, материалы которого дополнительно нагреваются до температур порядка 3000 K. В результате плотность теплового потока к стенке из оксидного слоя возрастает, что приводит к небольшому подплавлению стенки корпуса в высотном районе от 0,9 до 1,2 метра. Процесс подплавления носит существенно более слабый и сглаженный характер ввиду достаточно толстой корки из застывшего, плохо проводящего тепло оксидного материала. Максимальная остаточная толщина стенки корпуса в области образующей корпуса реактора составляет 14…15 см по сравнению с 4,1 см в области оксидного слоя расплава.

После достижения указанной минимальной толщины стенки оксидный слой расплава также начинает остывать. Данная стадия характеризуется более быстрым остыванием металлического слоя с заметными радиальным и аксиальным градиентами температур. Скорость остывания оксидной фазы существенно ниже ввиду генерации в нем остаточных тепловыделений и может составлять десятки часов.

В дальнейшем расплав застывает в зоне оксидов (оксиды урана и циркония), тепловой поток в этой области будет снижаться со временем, в соответствии со снижением уровня остаточных энерговыделения в топливе, а также с учетом уноса продуктов деления. В легкой фракции – расплавленной стали тепловыделения как такового уже нет, и тепловой поток практически отсутствует. В таблице 2 приведены максимальные (локальные) тепловые потоки в ходе рассмотрения удержания расплава в корпусе реактора.

Таблица 2 – Максимальные тепловые потоки на стенку корпуса реактора

Время, с (ч)	Максимальный тепловой поток ($МВт/м^2$)	Область м.т.п., аксиальная координата
120000 (33)	0,50	Легкие фракции (расплавленная сталь) 1,5…2,0 м
145000 (40)	0,31	Стык легких и тяжелых фракций 0,9…1,3 м
180000 (50)	0,25	Тяжелые фракции (оксиды урана и циркония) 0,7…1,1 м
270000 (75)	0,21	Тяжелые фракции (оксиды урана и циркония) 0,7…1,1 м

Превышение максимального значения теплового потока не наблюдается, что показывает принципиальную возможность длительного отвода тепла от внешней стенки корпуса реактора.

Заключение

В докладе представлены предварительные направления работ по удержанию расплава в корпусе реактора при тяжелых авариях на АЭС с РУ ВВЭР-600 (В-498) и предварительные результаты теплогидравлической расчетной оценки возможности удержания расплава активной зоны в корпусе реактора ВВЭР-600.

В работах [2-3] проведен анализ определяющей тяжелой запроектной аварии. Пассивные системы безопасности СПЗАЗ и СПОТ позволяют продлить благоприятный период аварии (не превышение максимального проектного предела – 1200 °С) до 25,5 часов. Далее происходит разогрев и деградация активной зоны. Расплавленные материалы попадают в НКР, где далее происходит процесс деградации и разрушения внутрикорпусной шахты реактора, и в итоге выход расплава на днище корпуса реактора.

В докладе приведен анализ, при котором расплавленные материалы проплавляют днище корпуса реактора и выходят в бетонную шахту реактора (всего около 180 т). Далее представлены варианты с наружным охлаждением корпуса реактора. Для принятых при расчетном теплогидравлическом моделировании допущениях показано, что при условии внешнего охлаждения корпуса реактора теплоносителем – водой (температура 100…120 °С и давление 0,2 МПа) разрушение корпуса реактора не происходит. Минимальная остаточная толщина стенки корпуса реактора составляет 4,1 см. Максимальный тепловой поток 0,50 $МВт/м^2$ через 33 часа после начала аварии, и далее со временем снижается.

Представленная в докладе работа по теплогидравлическому обоснованию возможности удержания расплава в корпусе реактора позволяет в дальнейшем развить ее в рамках НИОКР. Результатом НИОКР будет разработка, расчетное и экспериментальное обоснование «Системы Удержания Расплава и Охлаждения Корпуса реактора» для РУ ВВЭР-600.

Экономическим эффектом использования результатов НИОКР и разработки системы внешнего охлаждения корпуса реактора будет возможность сократить капитальные затраты на возведение энергоблока, за счет отказа от использования в проекте подреакторного устройства локализации расплава (которое стало обязательным элементом АЭС в последних проектах ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200).

Список литературы

1 Доклад Директора – генерального конструктора ОАО ОКБ «Гидропресс» С.Б. Рыжова «Энергоблок с реакторной установкой ВВЭР-600. Основные технические решения». Совместное заседании НТС № 1 Госкорпорации «Росатом» и НТС «Концерна Энергоатом» по теме: «Основные технико-экономические показатели вариантов энергоблоков АЭС мощностью 500…600 МВт (эл.), выполненных по различным технологиям». – М., 2009.

2 Пантюшин С.И., Сорокин Ю.С. Оценка проектных решений РУ ВВЭР-600 с точки зрения тяжелых аварий // Сборник трудов Отраслевой научно-практической конференции «Молодежь ЯТЦ: наука, производство, экологическая безопасность», ФГУП «ГХК». Железногорск, Красноярский край, 2009.

3 Пантюшин С.И., Быков М.А., Мохов В.А. Оценка тепловых нагрузок и условий удержания расплава в корпусе реактора при тяжелых аварий на РУ ВВЭР-600 // Сборник трудов 12-ой научно-технической конференции молодых специалистов ОКБ «ГИДРОПРЕСС». Подольск, 2010.

4 Пантюшин С.И., Сорокин Ю.С. Анализ поведения кориума в напорной камере реактора при тяжелых авариях РУ ВВЭР // Сборник трудов 10-ой научно-технической конференции молодых специалистов ОКБ «ГИДРОПРЕСС». Подольск, 2008.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА МЕЖДУНАРОДНОЙ ТЕСТОВОЙ ЗАДАЧИ V1000CT-2 С РАЗРЫВОМ ПАРОПРОВОДА ПАРОГЕНЕРАТОРА НА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ С ВВЭР-1000 С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА КОРСАР/ГП

Петкевич И.Г., Алехин Г.В.
ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск
E-mail: alechin@grpress.podolsk.ru

Введение

Для проектирования и обоснования безопасности реакторных установок требуется компьютерное моделирование физических процессов. С этой целью были созданы, а также создаются и развиваются множество программных средств. Каждое из них охватывает некоторую область реакторных расчетов, например: анализ напряженно-деформированного состояния твердых тел (тепловыделяющих сборок, элементов реактора), нейтронно-физический расчет активной зоны (АЗ), моделирование термомеханики ТВЭЛов. В настоящей работе для проведения расчета тестового режима использовался программный комплекс (ПК) КОРСАР/ГП [1], ориентированный, главным образом, для расчета нестационарных теплогидравлических и нейтронно-физических процессов в реакторных установках с реакторами водоводяного типа (ВВЭР).

В России и за рубежом существует множество аналогичных программных средств. В целях подтверждения их работоспособности, выявления «слабых мест» и ошибок, оценки погрешностей расчетов, определения границ области корректного применения необходимо решение тестовых задач.

Работа посвящена решению международной тестовой задачи V1000CT-2 (2-я задача, 2-ой сценарий) с разрывом паропровода на 6-ом энергоблоке АЭС Козлодуй (Болгария) с реактором ВВЭР-1000 [2-4]. С принятыми в задаче консервативными допущениями процессы характеризуются большой асимметрией параметров в активной зоне и повторной критичностью после срабатывания аварийной защиты. Поскольку экспериментальные данные по рассматриваемому режиму отсутствуют, сравниваются результаты, полученные с помощью различных программных средств в различных организациях и странах [5].

Краткое описание ПК КОРСАР/ГП

ПК КОРСАР/ГП разработан в НИТИ им. Александрова (г. Сосновый бор) с включением некоторых модулей, разработанных в ОКБ «Гидропресс» (модели термомеханики ТВЭЛа – ТВЭЛ-3 – и перемешивания в напорной камере реактора – КАМЕРА). Его теплогидравлический блок представлен одномерными расчетами на основе двухжидкостной полностью неравновесной модели с равными давлениями фаз. Нейтронное поле рассчитывается в трехмерном диффузионном двухгрупповом приближении с 6-ю группами запаздывающих нейтронов.

Распределение нейтронов в активной зоне зависит от ее параметров, таких как температура теплоносителя и топлива, концентрация поглотителя в теплоносителе (борной кислоты в воде), плотность теплоносителя, которые называются параметрами обратных связей. Их изменение приводит к изменению нейтронного поля, а вслед за ним и поля энерговыделения, что в свою очередь влияет на параметры обратных связей (не обязательно на все). Поэтому при сильном различии значений параметров обратных связей в активной зоне возникает значительная асимметрия нейтронного поля и поля энерговыделения. Часть тепловыделяющих сборок (ТВС) активной зоны имеют малое энерговыделение, а часть – большое. В последних могут реализоваться условия, приводящие к повреждению твэлов.

Краткое описание международной тестовой задачи V1000CT-2

Теплоотвод от активной зоны осуществляется теплоносителем первого контура. Первый контур реакторной установки замкнут. Он состоит из реактора, компенсатора давления, 4-х парогенераторов и главного циркуляционного трубопровода (4 петли). В парогенераторах теплоноситель первого контура передает тепло воде второго контура, которая вскипает и по паропроводам направляется в турбину. Движение воды первого контура происходит под действием 4-х главных циркуляционных насосов (ГЦН).

Исходным событием рассматриваемой задачи является гильотинный разрыв паропровода 4-ой петли в неотключаемой части при работе реакторной установки на мощности 100 % от номинальной (3000 МВт). Вся вода второго контура в аварийном парогенераторе выкипает и устремляется в разрыв. Номинальное давление в парогенераторе около 6,3 МПа. При разрыве паропровода оно быстро падает до атмосферного. При этом возникает

интенсивное кипение и ускоренный теплоотвод от первого контура ко второму. Теплоноситель первого контура аварийной петли захолаживается (примерно на 80 К) и, частично перемешавшись с теплоносителем других петель, поступает в активную зону. Из-за неполного перемешивания теплоносителя в активной зоне образуется сектор с «холодным» теплоносителем, т.е. большая асимметрия свойства, от которого зависит распределение нейтронов. В результате расхолаживания теплоносителя вследствие действия обратных связей по плотности теплоносителя происходит несимметричное увеличение энерговыделения в активной зоне. Причем эффективности аварийной защиты не хватает для компенсации освобождаемой при расхолаживании реактивности. Наиболее высокий рост энерговыделения происходит в «холодном» секторе активной зоны.

Чтобы ярче проявить возникающие физические процессы, в задаче приняты консервативные допущения:

- не отключается главный циркуляционный насос аварийной петли;
- эффективность аварийной защиты снижена до 3,5 % (почти вдвое);
- в секторе с «холодным» теплоносителем принимается застревание двух стержней защиты.

В задаче принимаются граничные условия по расходу, давлению и температуре теплоносителя на входе в реактор и выходе из него.

Нодализационная схема

Для решения теплогидравлических задач в ПК КОРСАР/ГП необходимо построить нодализационную схему, т.е. представить реальную гидравлическую схему в виде простых расчетных элементов. Главный элемент называется каналом. Он содержит в себе ячейки. Чем больше в нодализационной схеме ячеек, тем более подробно (но не обязательно корректно) она описывает реальную установку и тем дольше длится расчет.

Перед поступлением в активную зону реактора, теплоноситель из 4-х петель попадает в опускной и подъемный участок напорной камеры, где частично перемешивается. Опускной участок имеет форму кольца с вертикальной осью диаметром около 4 м и длиной около 7 м. В нем теплоноситель опускается и поступает в подъемный участок, расположенный под активной зоной. В рассматриваемой задаче большое значение имеет процесс перемешивания теплоносителя в камерах реактора, т.е. в напорной камере и в сборной камере, расположенной над активной зоной. Именно из-за того, что теплоноситель частично перемешивается в камерах реактора, в активной зоне и наблюдается большая асимметрия свойств и локальный всплеск мощности. Возникает потребность смоделировать «трехмерный» процесс перемешивания одномерным расчетным кодом. Для этой цели важно правильно составить нодализационную схему и испытать ее на различных тестах.

Решение данной задачи проводилось с помощью разных вариантов теплогидравлической нодализационной схемы.

Напорная камера моделировалась двумя способами: связанными между собой каналами (741 ячейка) и специальным элементом «Камера».

По экспериментальным данным с действующих установок с ВВЭР-1000 при работе четырех ГЦН [6, 7] установлено, что в условиях различия температуры теплоносителя во входных патрубках реактора ее распределение на входе в активную зону примерно происходит в виде секторов. При этом возможно закручивание потоков теплоносителя в напорной камере вдоль вертикальной оси относительно ожидаемого распределения температур на входе в активную зону (на 6-ом блоке АЭС «Козлодуй» примерно 15° против часовой стрелки при виде сверху). Смещение секторов в активной зоне может быть смоделировано в ПК КОРСАР/ГП только с помощью дополнительных элементов (не соответствующих реальной установке) на основе экспериментальных данных. Схема с так называемой закруткой потока, согласованная с экспериментом, также рассматривалась в рамках данной работы.

После активной зоны теплоноситель попадает в сборную камеру, откуда попадает в 4 выходных патрубка реактора и далее по трубам в ПГ. Для сборной камеры рассматривались также две нодализационные схемы с большим (903) и малым (137) числом ячеек (обозначаются соответственно сложной и простой схемой сборной камеры).

Рассмотренные в работе варианты расчета представлены в таблице 1. За конечный принимается вариант 4.

Таблица 1 – Варианты теплогидравлической нодализационной схемы

Вариант	Элемент «Камера»	Закрутка потока	Схема сборной камеры
1	используется	без закрутки	простая
2	не используется	без закрутки	простая
3	не используется	без закрутки	сложная
4	не используется	с закруткой	сложная

Результаты расчета

Результаты расчета по ПК КОРСАР/ГП сравниваются между собой (разные варианты схемы) и с результатами, полученными по другим кодам, а именно RELAP3D/PARCS-Pisa, DYN3D/ATHLET-FZD, HEXTRAN/SMABRE-VTT и ТРАП-КС (совместная разработка НИТИ им. Александрова и ОКБ «Гидропресс»).

Результаты расчетов приведены на рисунках 1-8.

Через 0,36 с после разрыва паропровода срабатывает аварийная защита, все стержни управления и защиты, кроме застрявших, опускаются вниз за 4 с. Мощность резко падает от 100 до 15 % (рисунок 1). Затем, вследствие захолаживания аварийной петли (рисунок 2) и поступления в зону холодного теплоносителя в виде сектора (рисунок 3, изображено горизонтальное сечение активной зоны), реактор повторно становится критическим, и мощность растет до 40…60 % по разным оценкам (4…70 с). После того, как весь теплоноситель второго контура в аварийном парогенераторе выкипит, в нем практически полностью прекращается теплоотвод. Теплоноситель первого контура аварийной петли снова нагревается, что приводит к снижению мощности реактора после 70 с из-за действия обратных связей по плотности теплоносителя.

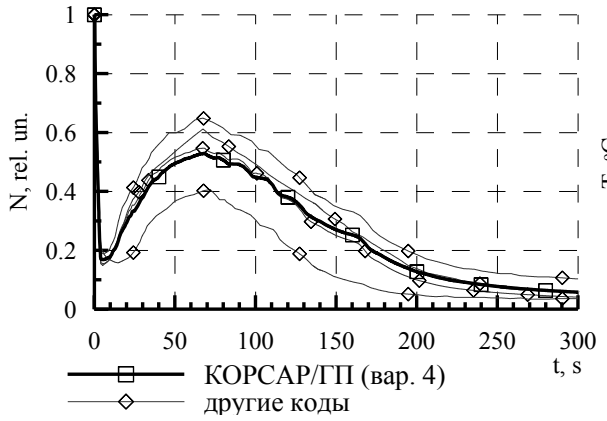


Рисунок 1 – Относительная тепловая мощность

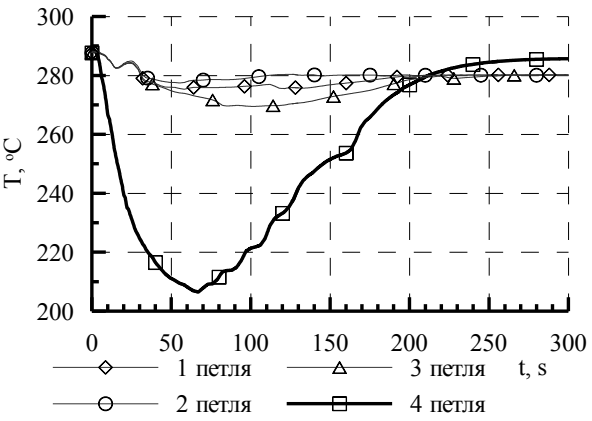


Рисунок 2 – Температура теплоносителя на входе в реактор (граничные условия)

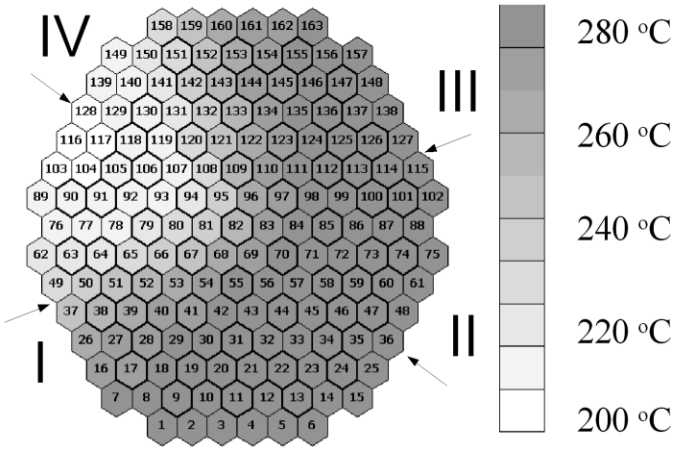


Рисунок 3 – Температура воды на входе в активную зону в момент достижения максимальной мощности (вар. 4)

Графики, полученные по разным кодам, имеют значительный разброс в оценке максимума мощности. Отклонения могут быть вызваны использованием различных библиотек нейтронно-физических характеристик и моделей перемешивания теплоносителя в реакторе. Однако принципиальная картина во всех расчетах одинаковая.

На рисунке 4 построен покассетный график относительного энерговыделения в тепловыделяющих сборках (относительно среднего по активной зоне энерговыделения в ТВС) в момент достижения максимума мощности. Нумерация ТВС принята в соответствии с рисунком 3, т.е. слева направо и сверху вниз по картограмме. Энерговыделение по КОРСАР/ГП завышено по сравнению с другими кодами в ТВС, расположенных на нижней границе холодного сектора (рисунок 3). Это может быть связано с тем, что в расчете учитывалась закрутка потока. Закрутка способствует смещению «холодного» сектора против часовой стрелки примерно на 15°. Поэтому в ТВС, расположенных на нижней границе сектора без закрутки, в варианте с закруткой попадает более холодный теплоноситель, что способствует увеличению энерговыделения. Возможно, при расчете по другим кодам закрутка потока не учитывалась. Результаты вариантов расчета без закрутки (1-3) лучше согласуются с результатами по другим кодам на этом графике в области граничных ТВС.

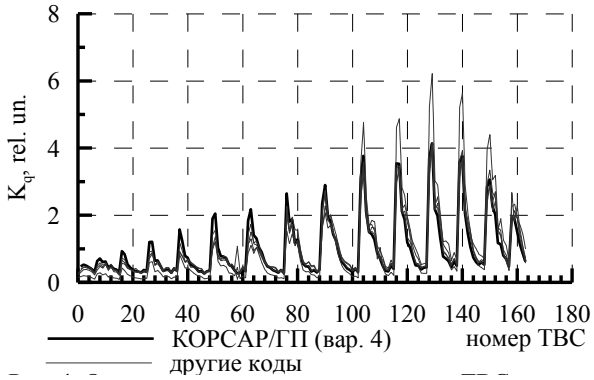


Рисунок 4 – Относительное энерговыделение в ТВС в момент достижения максимальной мощности

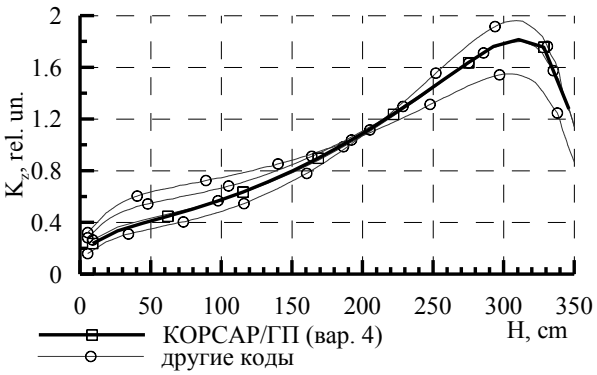


Рисунок 5 – Аксиальный профиль энерговыделения в ТВС № 117 в момент времени 200 с

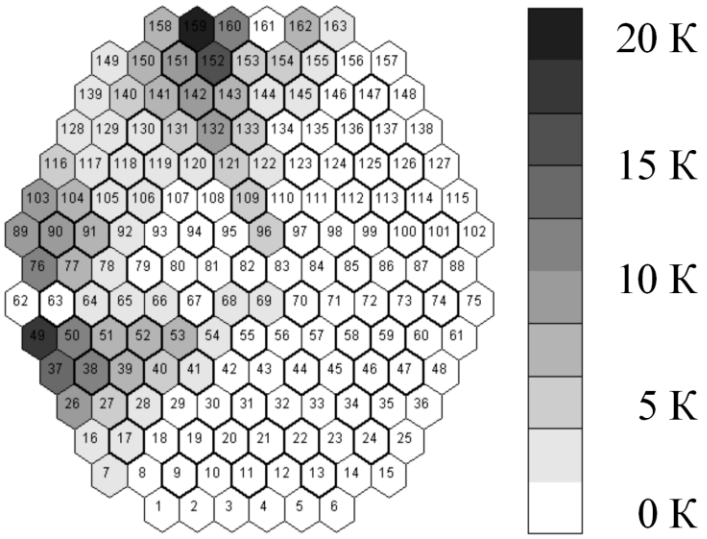


Рисунок 6 – Модуль разницы температуры теплоносителя на входе в АЗ между вариантами расчета с элементом «Камера» (вар. 1) и без (вар. 2) при t = 65 с

На рисунок 5 изображен аксиальный профиль энерговыделения в ТВС № 117 в момент времени 200 с (профиль нормирован на единицу). Результаты по разным кодам удовлетворительно согласуются между собой.

Далее выявим различия в результатах, полученных в разных вариантах расчета.

На рисунке 6 построена картограмма из модулей разностей температур теплоносителя на входе в активную зону, полученных в вариантах расчета с использованием элемента «Камера» и без него (1 и 2). При анализе этой картограммы и других результатов можно отметить два наблюдения:

1) есть различия в полученных границах сектора. Секторы в двух вариантах повернуты друг относительно друга примерно на 5°;

2) есть различия в резкости границ секторов на периферии активной зоны. В варианте без использования элемента «Камера» границы сектора более резкие.

Сравнение показывает, что использование различных нодализационных схем и предположений может внести значительный разброс в определении температуры на входе в отдельные ТВС в задачах, где важную роль играет процесс перемешивания. Нодализационные схемы для этих задач должны подстраиваться с учетом проведенных экспериментов (вариант 4) или выбираться таким образом, чтобы обеспечить консервативность полученных результатов в анализах безопасности.

На рисунке 7 построен график температуры на выходе из реактора в 1-ой петле, расположенной ближе к 4-ой, полученный в вариантах расчета с закруткой и без (3 и 4). При закрутке сектор поворачивается от 4-ой к 1-ой петле (рисунок 3). Разница температур между двумя вариантами составляет до 4,5 K. В задаче были использованы граничные условия на входе реактора и выходе из него, поэтому нельзя численно проанализировать, как закрутка отразится на параметрах в полной задаче с моделированием всего первого контура. Однако можно получить качественное представление. При закрутке холодный теплоноситель из 4-ой петли распространяется по другим петлям в порядке против часовой стрелки (в сторону закрутки). Это дополнительный процесс перемешивания, который приводит к более быстрому размешиванию теплоносителя в петлях первого контура и в активной зоне. Моделирование закрутки потока теплоносителя в напорной камере позволяет получить результаты расчета наиболее приближенные к результатам экспериментов. Но для настройки модели закрутки необходимо наличие достоверных экспериментальных данных. Для проведения консервативных расчетов закрутка может не учитываться, т.к. в этом случае имеет место наиболее медленное межпетлевое перемешивание теплоносителя в реакторе.

Сопоставление результатов расчета по изменению схемы расчета сборной камеры реактора приведено на рисунке 8 (отклонения по температуре теплоносителя на выходе из петли № 4 не превышают в ходе аварии 2 K).

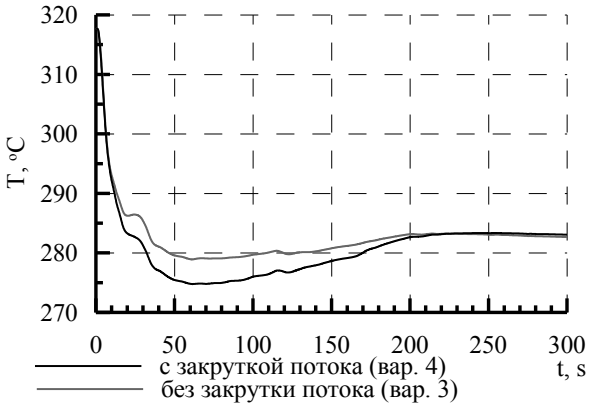


Рисунок 7 – Температура теплоносителя на выходе из реактора в 1-й петле с закруткой потока и без

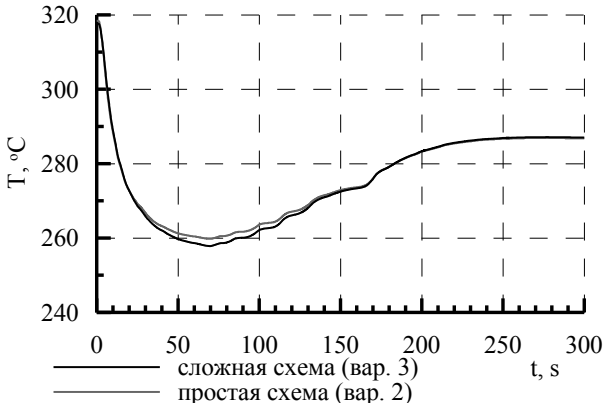


Рисунок 8 – Температура теплоносителя на выходе из реактора в 4-й петле в вариантах с простой и сложной схемами сборной камеры

В расчетах для обоснования безопасности желательно пользоваться более сложной разветвленной схемой сборной камеры реактора, применимость которой должна быть проверена на основе различных экспериментов путем сопоставления расчетных и экспериментальных данных.

Заключение

В работе приведено решение международной тестовой задачи V1000CT-2 о разрыве паропровода на 6-ом энергоблоке АЭС Козлодуй с помощью ПК КОРСАР/ГП. Составлена и налажена нодализационная схема реактора ВВЭР-1000.

Результаты, полученные с помощью КОРСАР/ГП, удовлетворительно согласуются с результатами, полученными с применением других программных средств. С одной стороны можно утверждать, что КОРСАР/ГП качественно правильно моделирует процесс перемешивания теплоносителя в камерах реактора и рассчитывает поле нейтронов в условиях повторной критичности и сильной асимметрии нейтронно-физических свойств в активной зоне.

С другой стороны разброс результатов указывает на значительную неопределенность результатов таких расчетов.

Разброс результатов, полученных по различным кодам, вероятно, связан с различием нейтронно-физических характеристик активной зоны, принятых для разных расчетов, и моделей перемешивания в камерах реактора.

Список литературы

1 Программный комплекс КОРСАР/ГП, аттестационный паспорт программного средства № 263 от 23.09.2009, НТЦ ЯРБ.

2 Kolev N., Petrov N., Donov J., Angelova D., Aniel S., Royer E., Ivanov B., Ivanov K., Lukanov E., Dinkov Y., Popov D., Nikonov S. VVER-1000 Coolant Transient Benchmark PHASE 2 (V1000CT-2), Vol. II: MSLB Problem – Final Specifications, OECD Nuclear Energy Agency, 2006.

3 Kolev N., Aniel S., Royer E., Bieder U., Popov D., Topalov Ts. VVER-1000 Coolant Transient Benchmark (V1000CT), Volume II: Specifications of the VVER-1000 Vessel Mixing Problems, OECD Nuclear Energy Agency, 2004.

4 Ivanov B., Ivanov K., Groudev P., Pavlova M., Hadjiev V. VVER-1000 COOLANT TRANSIENT BENCHMARK – PHASE 1 (V1000CT-1), Volume I: Final Specifications (Revision 4), OECD Nuclear Energy Agency, 2004.

5 Kolev N.P., Donov J., Spasov I., Royer E., Hoehne T.. Summary of the OECD VVER-1000 MSLB benchmark results. AER WGD meeting, Garching, March 31-April 1, 2008.

6 Алехин Г.В., Мальцев Е.Ю., Подшибякин А.К., Зайцев С.И., Воронков А.В., Филь Н.С., Труды международной конференции. Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. ТЕПЛОФИЗИКА-98. Обнинск, 26-29 мая. «Исследование межпетлевого перемешивания реактора типа ВВЭР». ОКБ «Гидропресс», г. Подольск, Россия.

7 Цимбалов С.А., Крайко А.В. Температурное поле в теплоносителе на входе в активную зону ВВЭР-440 // Атомная энергия. – 1982. – Т. 52, вып. 5.

ИСПЫТАНИЯ ОБРАЗЦОВ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛ И ЯЧЕЕК ДИСТАНЦИОНИРУЮЩИХ РЕШЕТОК НА ТРЕНИЕ С ВАРЬИРОВАНИЕМ КОНСТРУКЦИОННЫХ, ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ И ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ФАКТОРОВ

Пучков М.В., Афанасьев А.В., Макаров В.В., Матвиенко И.В., Иванов Д.А.
ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск
E-mail: puchkovmv@gmail.com

Введение

Во всей активной зоне реакторов ВВЭР имеется порядка двух миллионов точек контакта ТВЭЛов с пуклевками ячеек дистанционирующих решеток (ДР). Силы трения в узлах контакта ТВЭЛов с ячейками ДР во многом определяют как технологию сборки ТВС на заводе-изготовителе, так и эксплуатационные характеристики ТВС: сопротивление ТВС продольно-поперечному термомеханическому изгибу, напряженно-деформированное состояние каркаса при несинхронном удлинении каркаса и пучка ТВЭЛов, вибрационную прочность ТВС. Сила трения в узлах сопряжения «ТВЭЛ-ДР» в процессе эксплуатации может значительно изменяться от действия на ТВС температуры, облучения, среды теплоносителя, и динамика изменения этих сил значительно влияет на эксплуатационные свойства ТВС.

С 2006 г. в ОКБ «Гидропресс» проводятся исследования сил трения между оболочками ТВЭЛов и ячейками ДР, в ходе которых изучалось влияние на коэффициент трения таких факторов как геометрия пуклевки, состояние поверхности оболочки (анодированная, травленая, шлифованная, автоклавированная), контактная сила, частота (скорость) возвратно-поступательного движения. В ходе проведенных ранее исследований было установлено, что коэффициент трения может значительно изменяться в зависимости от состояния поверхности

образцов. При наличии оксидных пленок, образующихся в условиях, близких к реакторным, коэффициенты трения составляли 0,1…0,2, тогда как коэффициенты трения чистых металлических поверхностей составляли в среднем 0,5…0,6, что характерно для трения деталей в состоянии поставки, например в процессе сборки ТВС. Эксперименты в НЗХК по синхронному продавливанию 312 ТВЭЛов в состоянии поставки с коэффициентом трения 0,6 в двухпролетной модели привели к депланации и разрушению дистанционирующих решеток. Расчеты термомеханической прочности ТВС с коэффициентом трения 0,6 между ТВЭЛами и ДР, выполненные в РНЦ КИ приводят к напряжениям выше предела текучести в НК. Таким образом, отсутствие знаний о коэффициенте трения в эксплуатационных условиях приводит к завышенным оценкам нагрузок и консервативным конструкторским решениям. Влияние таких факторов, как поперечная вибрация, сверхнизкие скорости взаимного перемещения образцов, характерные для процессов терморадиационного удлинения ТВЭЛов, а также температура и среда до настоящего времени изучено не было. Поэтому целью данной работы являлось определение влияния перечисленных выше факторов на коэффициент трения циркониевых сплавов. Поскольку коэффициенты трения циркониевых сплавов на различных этапах жизненного цикла ТВС существенно отличаются, в качестве образцов были взяты фрагменты шлифованных оболочек и ячеек ДР ТВС-2006 в состоянии поставки с завода (без защитных пленок) и с защитными пленками, полученными путем автоклавирования.

Методика и результаты испытаний образцов в состоянии поставки

Для испытаний на трение, имитирующих процесс сборки ТВС, в качестве образцов использовались оболочки ТВЭЛов длиной 45 мм и фрагменты ячеек ДР ТВС АЭС-2006 в состоянии поставки с завода (рисунок 1). Перед испытаниями ячейки разрезались вдоль образующей на три части. Ширина фрагмента ячейки составляла 7…7,5 мм.

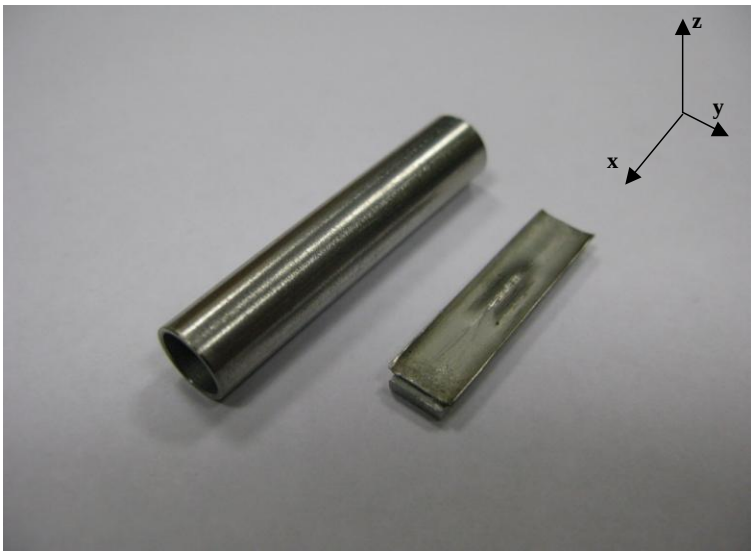


Рисунок – 1 Образцы для испытаний на трение
(оболочки ТВЭЛов и ячейки ДР в состоянии поставки)

Испытания проводились на трибометре (машине трения) UMT-3M производства фирмы CETR, США. Трибометр предназначен для определения коэффициентов трения образцов плоской и цилиндрической формы при варьировании уровня контактной нагрузки, траектории относительного движения образцов, температуры и среды. Общий вид устройства показан на рисунке 2.

Трибометр позволяет проводить испытания образцов на трение в диапазоне контактных нагрузок от 1 до 100 Н со скоростью продольного перемещения образцов от 0,001 до 1 мм/с в условиях поперечной вибрации с частотой до 60 Гц и амплитудой до 25 мм в воде и на воздухе при температуре до 350 °С.

Испытания образцов в состоянии поставки проводились при возвратно-поступательном движении образцов вдоль оси X со скоростью 1 мм/с и длиной хода 5 мм. Общий путь трения составил 200 мм за 20 циклов. В испытаниях варьировалась режимы, характерные для процесса сборки ТВС: контактная нагрузка (3…80 Н), среда (воздух и вода), частота поперечной вибрации вдоль оси Y (5…40 Гц).



Рисунок 2 – Общий вид трибометра UMT-3M

Типичный для всех режимов график изменения коэффициента трения от количества полуциклов для возвратно-поступательного движения образцов в состоянии поставки показан на рисунке 3. На графике показаны максимальные, средние и минимальные значения коэффициентов трения за один ход на 5 мм (полуцикл) возвратно-поступательного движения.

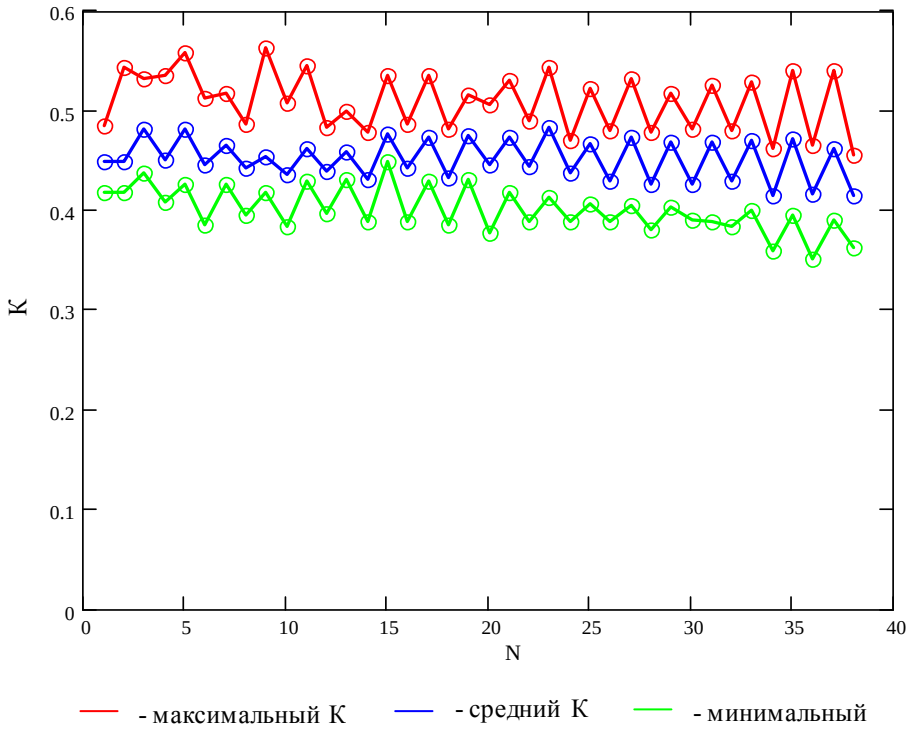


Рисунок 3 – Типичная зависимость коэффициента трения от количества полуциклов для образцов в состоянии поставки

Пилообразный характер кривых объясняется различной силой трения при противоположных направлениях взаимного продольного перемещения (эффект рубанка).

Для образцов оболочек и ячеек ДР в состоянии поставки при различных режимах нагрузки рассчитывались максимальный и средний коэффициенты трения, взятые по всем

полуциклам. Для режимов с вибрацией рассчитывался эффективный коэффициент трения, определявшийся как отношение продольной силы трения к нормальной силе для взаимодействующих поверхностей, т.е. без учета поперечной составляющей силы.

Испытания без вибрации показали, что средние коэффициенты трения образцов в состоянии поставки с завода имеют значения порядка 0,5…0,6. В условиях вибрации происходит циклическое снижение коэффициента трения в направлении поступательного движения с частотой равной или кратной частоте вибрации.

Влияния контактной нагрузки на коэффициент трения в отсутствие вибрации не отмечено. Также не отмечено и влияние среды.

Методика и результаты испытаний на трение автоклавированных образцов

Для испытаний на трение применительно к эксплуатационным режимам образцы оболочек и ячеек ДР были автоклавированы в течение 35 ч в воде при 320 °С (рисунок 4). В результате автоклавирования на поверхности образцов образовалась черная оксидная пленка толщиной 1 мкм.



Рисунок 4 – Автоклавированные образцы для испытаний на трение (оболочки ТВЭЛов и ячейки ДР, покрытые оксидной пленкой)

Испытания проводились при поступательном движении образцов при варьировании температуры (20 или 320 °С), среды (воздух, вода), скорости перемещения (0,001 и 1 мм/с), контактной силы (1…10 Н), с поперечной вибрацией (вдоль оси Y, при частоте 16,5 Гц с амплитудой 40 мкм) и без нее. Длина пути трения – 5 мм.

В испытаниях без вибрации коэффициент трения составляет 0,15…0,20. А испытания с вибрацией показали существование области с аномально низкими эффективными коэффициентами трения порядка 0,03 (рисунок 5). Эта величина характерна только для режимов испытаний автоклавированных образцов с вибрацией. В зависимости от параметров нагрузки, температуры, пройденного пути эта область либо сохранялась в течение всего эксперимента, либо сменялась на трение с более высоким эффективным коэффициентом, достигавшим 0,6. Такая смена механизма трения вероятно объясняется износом защитной пленки на ячейке (или пленок на обоих образцах) от вибрации и переходом к механизму трения чистых металлических поверхностей, для которых характерны коэффициенты трения порядка 0,6.

С помощью лазерного микроскопа Olympus Lext было определено, что глубина шрама на поверхности оболочки, образовавшегося при трении образцов, составляет 6…8 мкм, тогда как толщина пленки не превышает 1 мкм. Фотоснимки зоны контакта образцов приведены на рисунках 6 и 7.

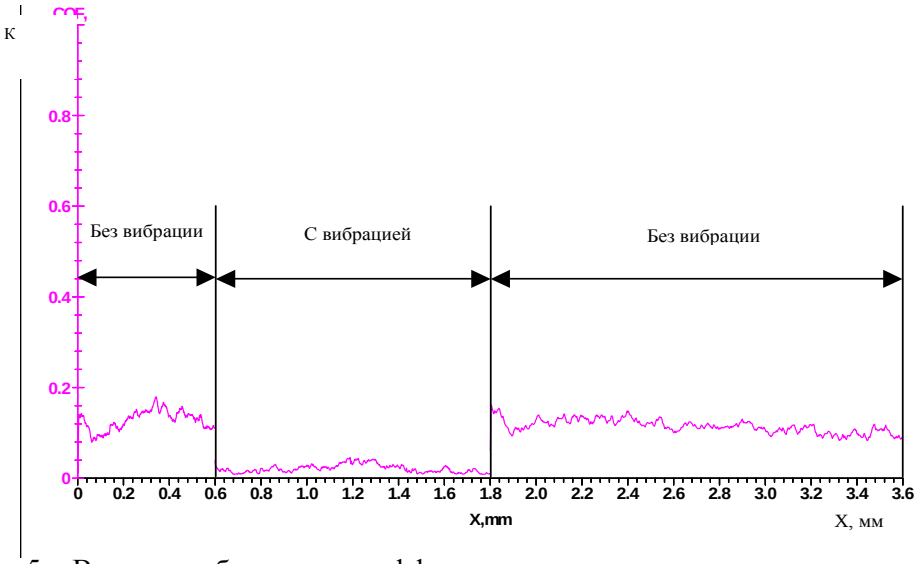


Рисунок 5 – Влияние вибрации на коэффициент трения в направлении поступательного движения (контактная нагрузка 1 Н, частота вибрации 16,5 Гц)

Следует отметить, что податливость держателей образцов трибометра такова, что в зависимости от величины контактной силы изменяется амплитуда взаимного перемещения образцов в зоне контакта. Так, испытания с контролем лазерными виброметрами перемещений образца и контробразца и вычислением относительного проскальзывания показали, что амплитуда взаимных перемещений в зоне контакта при нормальной силе 1 Н близка к 40 мкм, тогда как при 10 Н проскальзывание отсутствует. Тем не менее даже в отсутствие проскальзывания в контакте, наблюдается снижение коэффициента трения, вследствие покачивания.

В отсутствие относительных поперечных проскальзываний в нормальных условиях эксплуатации при наличии поперечной переменной нагрузки, а также при непрерывном образовании окисной пленки режим с аномально низким эффективным коэффициентом трения возможен в течение всего срока эксплуатации ТВС, что может иметь большое практическое значение в перспективе снятия излишнего консерватизма в расчетном обосновании термомеханического поведения ТВС в режимах НЭ. Для проверки этого предположения необходим эксперимент с контробразцом-ячейкой ДР, в которой реализуется три точки контакта. Консерватизм был заложен в проект ТВС в условиях почти полного отсутствия знаний о трении ТВЭЛов в ДР в приближенных к НЭ условиях.

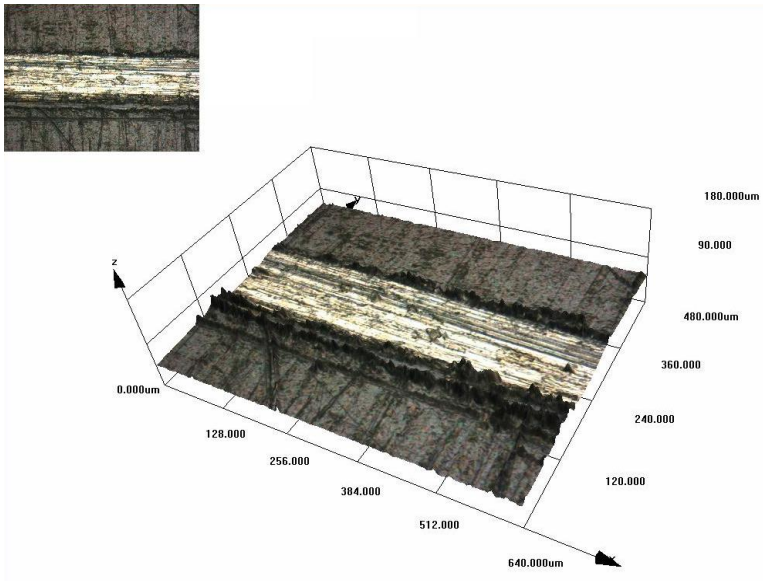


Рисунок 6 – Зона контакта автоклавированной оболочки ТВЭЛ

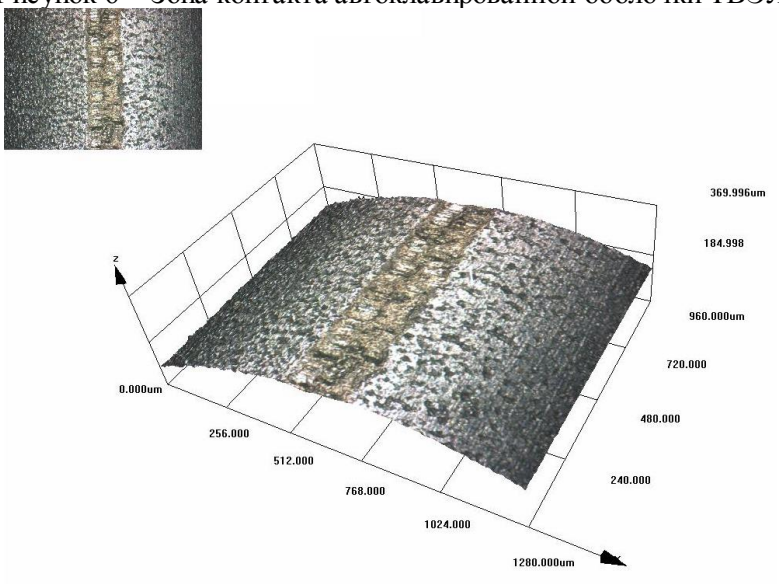


Рисунок 7 – Зона контакта автоклавированной ячейки ДР

В испытаниях без вибрации увеличение скорости скольжения от 0,001 до 0,3 мм/с не оказывает влияния на средний коэффициент трения (рисунок 8). Незначительное увеличение коэффициента трения не превышает погрешности его определения. В условиях поперечной вибрации эффективный коэффициент продольного трения скольжения зависит от продольной скорости: обнаружена пороговая скорость порядка 10 мкм/с, выше которой коэффициент трения скачком увеличивается от 0,05 до 0,15. Температура не оказывает влияния на коэффициент трения. Контактная нагрузка в пределах от 1 до 10 Н статистически значимого влияния на коэффициент трения не оказывает (таблица 1). Проведенные ранее эксперименты без поперечной вибрации свидетельствуют о том, что и при нагрузке 95 Н на пути трения 6…8 м коэффициент трения был на уровне 0,15…0,20, т.е. истирания оксидных пленок не происходило. При трении в воде существенного изменения среднего коэффициента трения не происходит (таблица 1).

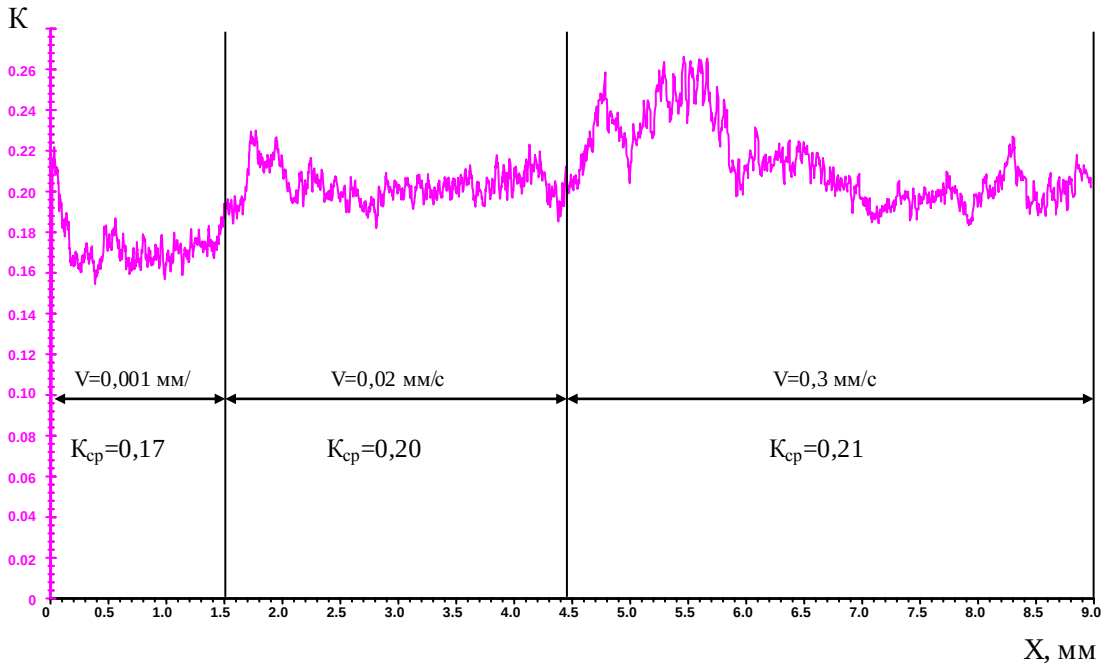


Рисунок 8 – Зависимость коэффициента трения от пути трения при варьировании

скорости трения

Таблица 1 – Результаты измерений средних коэффициентов трения для некоторых режимов испытаний автоклавированных образцов и ячеек ДР

Среда	Контактная нагрузка, Н	Частота, Гц	Температура, °С	Скорость, мм/с	Средний коэффициент трения
воздух	3	0	20	0,001/0,02/0,3	0,17/0,20/0,21
воздух	3/10	0	20	0,001	0,14/0,15
воздух/вода	1	16,5	20	0,001	0,12/0,10

Список литературы

1 Макаров и др. Экспериментальное исследование процесса трения в единичном контакте, образованном оболочкой ТВЭЛа и пуклевкой дистанционирующей решетки // 5-я международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, ОКБ «Гидропресс», 29 мая – 1 июня 2007.

РАЗРАБОТКА ПРОЕКТА РУ В-466Б ДЛЯ АЭС «БЕЛЕНЕ»

Стекольникова Ю.С., Рогов А.М., Титов О.В., Ермаков Д.Н.
ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск
E-mail: Pupynin@grpress.podolsk.tu

Разработка проекта РУ В-466Б для АЭС «Белене» в Болгарии начата в 2007г. после разработки технического задания на проектирование, сооружение и введение в эксплуатацию АЭС «Белене» [1-2].

В этом техническом задании наиболее полно синтезированы современные требования к легководным реакторным установкам. Основу технического задания составляют требования, практически полностью соответствующие требованиям EUR, что и определило концепцию данного проекта.

В проекте АЭС «Белене» используется реакторная установка, которая является дальнейшим развитием установок с реакторами типа ВВЭР-1000 и разработана с учетом последних требований и достижений атомной энергетики. В реакторной установке используется реактор с водой под давлением, номинальная тепловая мощность реактора – 3000 МВт.

По применяемым техническим решениям этот проект наиболее близок к проекту РУ В-392 (В-412), который можно считать для него референтным проектом, по которому имеется референтное оборудование РУ на АЭС «Куданкулам». Вместе с тем, этот проект ориентирован на более полное удовлетворение требований, повышающих его экономическую эффективность. В сравнении с проектом В-392 к этим требованиям прежде всего относятся требования по повышению сроков службы основного оборудования, требования по улучшению топливоиспользования и других эксплуатационных характеристик.

Реакторная установка В-466Б находится в пределах герметичной оболочки и включает в себя:

- главный циркуляционный контур;
- систему компенсации давления и систему разгрузки компенсатора давления (JEF/JEG);
- систему аварийного газоудаления (КТР);
- систему быстрого ввода бора (JDJ);
- пассивную часть системы аварийного охлаждения зоны (JNG) (система гидроемкостей первой и второй ступеней).

В состав главного циркуляционного контура входят реактор и четыре циркуляционные петли, каждая из которых состоит из парогенератора, главного циркуляционного насосного агрегата и главных циркуляционных трубопроводов, соединяющих оборудование петли с реактором. Каждая из петель имеет горячую и холодную нитки. Главный циркуляционный контур осуществляет отвод тепла от активной зоны реактора путем циркуляции воды в

замкнутом контуре, и также осуществляет передачу тепла второму контуру. Парогенератор обеспечивает связь между системой теплоносителя реактора (первый контур) и вторым контуром. Протечки теплоносителя реактора во второй контур предотвращаются коллекторами и теплообменными трубками парогенератора, что делает главный циркуляционный контур замкнутым и формирует барьер на пути распространения радиоактивных материалов от активной зоны реактора во второй контур и под герметичную оболочку.

Главный циркуляционный контур соединен с общестанционными и вспомогательными системами и системами безопасности:

- системой продувки-подпитки (KBA);
- системой регулирования борной кислоты и обессоленной воды (KBC);
- системой аварийного впрыска высокого давления (JND 10-40);
- системой аварийного ввода бора (JND 50-80);
- системой аварийного и планового расхолаживания первого контура и охлаждения бассейна выдержки (JNA);
- системой организованных протечек теплоносителя первого контура (JET);
- системой газовых сдувок из оборудования реакторного отделения (KTB);
- системой (JEW);
- системой дренажей и организованных протечек радиоактивных сред (KTA).

Функции создания давления в главном циркуляционном контуре, поддержания его в стационарных режимах и ограничения отклонения в переходных и аварийных режимах выполняет система компенсации давления. Система компенсации давления включает в себя:

- компенсатор давления с комплектом электронагревателей;
- три импульсно-предохранительных устройства;
- барботер;
- трубопроводы с арматурой, соединяющие холодную нитку четвертой петли главного циркуляционного контура с паровым и горячую нитку третьей петли с водяным объемами компенсатора давления.

Конкретные данные по параметрам, проектным характеристикам и целевым показателям приведены в таблице 1.

Принципиальная компоновка РУ относительно проекта В-392 сохранена без изменений (рисунок 1).

Таблица 1 – Перечень параметров, характеристик и целевых показателей проекта В-466Б

	Параметр	Значение
1	Установленная номинальная мощность энергоблока, МВт	1000
2	Номинальная тепловая мощность РУ, МВт	3012
3	Номинальная тепловая мощность реактора, МВт	3000
4	Давление теплоносителя первого контура, МПа	15,7
5	Давление пара в парогенераторах, МПа	6,27
6	Температура теплоносителя на входе в реактор при работе на номинальной мощности, °С	291
7	Температура теплоносителя на выходе из реактора в циркуляционные петли при работе на номинальной мощности, °С	321
8	Срок службы АЭС, лет	60
9	Срок службы основного оборудования РУ, лет	60
10	Срок службы заменяемого оборудования РУ, лет	30
11	Время сооружения АЭС от начала строительства до сдачи в коммерческую эксплуатацию, лет	6
12	Коэффициент использования установленной мощности, %	90
13	Коэффициент технического использования мощности, %	90
14	Коэффициент готовности оборудования РУ, %, более	90
15	Коэффициент полезного действия, нетто, %	33,3
16	Продолжительность топливного цикла, лет	3…4

	Параметр	Значение
17	Периодичность перегрузок, месяцев	12, 18
18	Максимальное выгорание по ТВС, МГВт·сутки/кгU	60
19	Продолжительность периода между ремонтами, лет	8
20	Среднегодовая продолжительность плановых остановок (на перегрузку топлива, регламентные работы по обслуживанию), не более, суток за год	25
21	Продолжительность перегрузки топлива, не более, суток за год	14
22	Количество неплановых остановок реактора за год, не более	1,0
23	Коллективная доза радиоактивного облучения персонала, не более, чел-Зв/год.	0,5
24	Запасы по параметрам активной зоны (линейному тепловому потоку, запас до кризиса теплоотдачи) для оперативного персонала, %	–*
25	Запас по глушению трубок в парогенераторе, %	2
26	Вероятность тяжелого повреждения активной зоны, реакт/год	$<10^{-6}$
27	Вероятность предельного аварийного выброса, реакт/год	$<10^{-7}$
28	Время эффективного действия пассивных систем безопасности и управления авариями без вмешательства оператора и потребности в электроэнергии, час, не менее	24
29	Проектное и максимально расчетное землетрясение (ПЗ и МРЗ), баллы по шкале MSK-64	–*
30	Ускорение на уровне земли, соответствующие ПЗ и МРЗ	ПЗ – 0,15g МРЗ – 0,24g
31	Диаметры трубопроводов первых и вторых контуров, для которых применима концепция течь перед разрывом (ТПР), мм	ГЦТ – Ду 850 Система КД – Ду 350 САОЗ – Ду 300
32	Необходимость создания головного энергоблока для обоснования, да/нет	да
33	Соответствие требованиям EUR, да/нет	да**
Примечания: * – Величины, отмеченные знаком «–», подлежат определению при проектировании и проведении НИОКР; ** – Требованиям EUR соответствует базовый проект В-392		

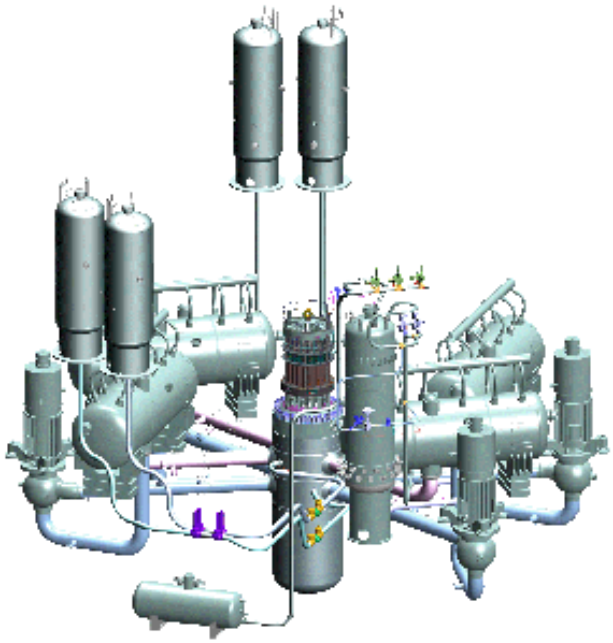


Рисунок 1 – Принципиальная компоновка основного оборудования РУ В-466Б.

Основные усовершенствования проектных решений АЭС «Белене» по сравнению с АЭС с реакторной установкой В-320 (серийный проект ВВЭР-1000, например Балаковская АЭС).

Модификация реактора реакторной установки АЭС «Белене» по сравнению с В-320.

В реакторе реакторной установки АЭС «Белене» по сравнению с РУ В-320:

- срок службы реактора увеличен с 40 до 60 лет;
- существует возможность размещения в реакторе до 121 привода СУЗ (вместо 61 привода), что позволяет устанавливать органы регулирования в любые ТВС, кроме периферийного ряда, что дает широкие возможности для выбора компоновок активной зоны реактора, а также дает возможность применения более эффективного материала топлива.

Модификация корпуса реактора реакторной установки АЭС «Белене» по сравнению с В-320

В корпусе реактора реакторной установки АЭС «Белене» по сравнению с РУ В-320:

- увеличена на 300 мм длина корпуса реактора за счет увеличения длины опорной обечайки, что приводит к снижению флюенса быстрых нейтронов на верхний сварной шов цилиндрической части корпуса и увеличению объема воды над активной зоной в авариях LOCA;
- увеличен внутренний диаметр цилиндрической части корпуса на 45 мм, в результате обеспечивается допустимый флюенс потока быстрых нейтронов за срок службы 60 лет;
- изменен материал деталей корпуса с целью улучшения механических свойств и сопротивляемости хрупкому разрушению корпуса для обеспечения срока службы 60 лет;
- увеличена номинальная толщина антикоррозионной наплавки на внутренней поверхности корпуса до 9 мм, в отличие от толщины наплавки для В-320 – 8 мм.

Модификация выгородки реактора реакторной установки АЭС «Белене» по сравнению с В-320

На АЭС «Белене» изменены координаты расположения продольных (вертикальных) каналов (отверстий), их диаметры и количество каналов, служащих для охлаждения выгородки, что позволяет снизить неравномерность температурных напряжений и радиационных тепловыделений по металлу выгородки, тем самым снизить ее повреждаемость и радиационное распухание металла и обеспечить проектный срок службы 60 лет.

Модификация приводов СУЗ

В проекте РУ для АЭС «Белене» предусмотрено применение привода СУЗ ШЭМ-3, применяемого также в проектах 5 и 6 блока АЭС «Козлодуй».

Основные отличия привода СУЗ ШЭМ-3 по сравнению с приводом референтного блока № 4 Балаковской АЭС, заключается в следующем:

- оптимизирована силовая электромагнитная система и улучшена динамическая характеристика привода в режиме перемещения;
- увеличено тяговое усилие (~ в два раза);
- применен датчик ДПШ с пошаговым контролем положения штанги через каждые 20 мм хода (датчик ДПЛ в приводе ШЭМ обеспечивает контроль положения штанги с шагом 350 мм).

Модификация блока защитных труб реактора реакторной установки АЭС «Белене» по сравнению с В-320

На АЭС «Белене» введены следующие изменения:

- исключены каналы измерения температуры на выходе из ТВС, т.к. нейтронный и температурный контроль совмещены в одном канале;
- изменена трассировка направляющих труб каналов ВРК, для возможности их выводов на периферийную часть реактора, тем самым улучшены условия обслуживания БЗТ при ППР;
- стояки каналов внутриреакторного контроля имеют различную высоту. Причиной изменения является унификация СВРД, т.е. возможность применения комплекта сборок СВРД одинаковой длины;
- применено внецентренное расположение направляющего канала под СВРД в каркасе защитном БЗТ. Необходимость совмещения каналов под штанги приводов СУЗ и ПС СУЗ с каналами СВРД связана с расположением приводов СУЗ во всех 121-м канале БЗТ.

Модификация верхнего блока реактора реакторной установки АЭС «Белене» по сравнению с В-320

На АЭС «Белене» введены следующие изменения:

- количество патрубков СУЗ увеличено до 121 шт.;

- патрубки СВРД вынесены на периферию крышки, что приводит к улучшению условий обслуживания верхнего блока при ППР;

- патрубки внутриреакторного контроля выполнены разной высоты для возможности применения СВРД одинаковой длины. Причиной изменения является унификация СВРД, т.е. возможность применения комплекта сборок СВРД одинаковой длины;

- изменена конструкция узла уплотнения каналов СВРД и патрубка воздушника, тем самым повышена надежность и работоспособность узла уплотнения СВРД;

- изменена конструкция элементов системы контроля протечек фланцевых соединений верхнего блока. Введены сигнализатор протечек и коллектор системы протечек верхнего блока. Этим достигнуто повышение безопасности и надежности, путем локализации возможных протечек фланцевых разъемов и улучшение условий обслуживания;

- датчики нейтронного измерения и термоконтроля совмещены в одной сборке при сохранении основных габаритных размеров, тем самым улучшена представительность контроля, т.к. нейтронный поток и температура измеряются в одной и той же ТВС.

Модификация конструкции ТВС

В проекте РУ для АЭС «Белене» применяется конструкция ТВС с повышенной устойчивостью к формоизменению (ТВСА).

Данные конструкции в настоящее время эксплуатируются на энергоблоках с серийными РУ В-320.

Повышенная устойчивость реализуется путем образования силового каркаса в конструкции ТВСА с помощью уголков, приваренных по периферии дистанционирующих решеток.

Отличие конструкции ТВСА для АЭС «Белене» от конструкции ТВСА, которые эксплуатируются на энергоблоках с серийными РУ В-320, заключается в наличии специального бокового канала для размещения СВРД.

Модификация главного циркуляционного насоса

К настоящему времени накоплен значительный опыт эксплуатации насоса ГЦН-195М применяемого в составе серийной РУ В-320. Этот опыт был широко использован при конструировании главного циркуляционного насосного агрегата ГЦНА-1391. Основные технические характеристики обоих агрегатов (расходно-напорная и энергетическая характеристики) подобны. Компоновка ГЦНА-1391 не претерпела изменений по сравнению с ГЦН-195М. Основные конструкционные материалы, примененные при проектировании отдельных узлов ГЦНА-1391, выбраны с учетом положительного опыта эксплуатации ГЦН-195М. Практически все конструкционные материалы отдельных составных частей ГЦНА-1391 соответствуют материалам аналогичных составных частей ГЦН-195М, либо применяются в других его узлах.

В проекте РУ для АЭС «Белене» по сравнению с серийной РУ В-320 предусмотрено использование парогенератора ПГВ-1000МК с коридорной компоновкой трубного пучка, примененного в проекте 5 блока Балаковской АЭС.

В 2008-2009 г. ОКБ «ГИДРОПРЕСС», как Главный конструктор РУ В-466Б, выполнял следующие первоочередные работы по АЭС «Белене» в части реакторной установки, предусмотренные Соглашением между Национальной электрической компанией (НЭК ЕАД) Болгарии и ЗАО «Атомстройэкспорт» от 29.11.2006:

- сопровождение Концептуального проекта АЭС;

- разработаны и переданы Генеральному проектировщику ряд материалов Технического проекта АЭС «Белене» в части РУ;

- разработаны и переданы Генеральному проектировщику разделы ISAR и ВАБ в части РУ. Материалы были приняты Генеральным проектировщиком и включены в состав общего отчета по обоснованию безопасности;

- подготовлен и передан Генеральному проектировщику ряд тематических отчетов в поддержку ISAR и ВАБ.

Параллельно выполнялись работы по разработке технического проекта отдельного оборудования реакторной установки с длительным циклом изготовления. Выпущена, отправлена и принята Заказчиком – ЗАО «Атомстройэкспорт» документация ТП РУ, которая позволяет разработать рабочую документацию и осуществить запуск в производство следующее оборудование с длительным циклом изготовления: корпус реактора, блок верхний, ВКУ реактора, привод СУЗ, парогенератор, главный циркуляционный трубопровод, компенсатор давления, барботер, емкость САОЗ первой ступени, ферма опорная, ферма упорная.

В 2010 году выполняются работы по разработке комплектного технического проекта реакторной установки В-466Б для АЭС «Белене».

Список литературы

1 Рыжов С.Б., Мохов В.А., Подшибякин А.К. и др. О новых проектах реакторных установок ВВЭР на современном этапе развития атомной энергетики // Сб. трудов 6-ой Межд. научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», ОКБ «ГИДРОПРЕСС». Подольск, 2009.

2 Ермаков Д.Н., Подшибякин А.К., Титов О.В., Ануфриев Д.А., Рогов А.М. Разработка проекта РУ В-466Б для АЭС «БЕЛЕНЕ» в Болгарии / Годовой отчет об основных научно-технических работах ОКБ «ГИДРОПРЕСС» за 2008 год.

ВЛИЯНИЕ СТЕПЕНИ КОНЦЕНТРАЦИИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ ИЗОТОПОВ НА СТОИМОСТЬ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО

Фещенко А.И.
ОАО «Ведущий проектно-изыскательский и научно-исследовательский институт промышленной технологии» (ОАО «ВНИПИпромтехнологии»), г. Москва
E-mail: tgupalo@mail.ru

Аннотация

Современные задачи переработки отработанного ядерного топлива требуют определения перспектив обращения с образующимися фракциями высокоактивных РАО.

Изоляцию таких РАО необходимо осуществлять в геологических формациях. При этом глубина захоронения определяется содержанием малых актинидов и трансурановых изотопов с учетом требований экологической безопасности, а экономическая эффективность изоляции РАО достигается за счет оптимизации использования подземного пространства. Однако повышенное тепловыделение РАО увеличивает размер технологического расстояния между упаковками с отходами и соответственно размеры использования геологического пространства, что влечет за собой увеличение горнопроходческих работ и значительный рост стоимости окончательной изоляции РАО.

Решение по раздельной изоляции долгоживущих радионуклидов без существенного тепловыделения на больших глубинах и тепловыделяющей фракции на значительно меньшей глубине позволит снизить издержки, за счет уменьшения горнопроходческих работ на больших глубинах.

Таким образом, оптимизация состава фракций при подготовке отходов радиохимических производств к окончательной изоляции позволит существенно снизить издержки на завершающих этапах обращения с РАО.

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ УСТРОЙСТВА ЛОКАЛИЗАЦИИ РАСПЛАВА ЛАЭС-2

Фиськов А.А., Безлепкин В.В., Семашко С.Е., Сидоров В.Г., Астафьева В.О.
ОАО «Санкт-Петербургский «Атомэнергопроект»», г. Санкт-Петербург
E-mail: a_fiskov@nio.spbaep.ru

Для повышения безопасности при тяжелых авариях с плавлением активной зоны в ряде сооружаемых АЭС, а также в некоторых проектах перспективных АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР) предусмотрены меры по локализации и охлаждению расплава. С этой целью используется устройство локализации расплава (УЛР) тигельного типа, размещаемое в подреакторном пространстве бетонной шахты. Устройство локализации расплава предназначено для приема, локализации и захолаживания расплава активной зоны и внутрикорпусных устройств при тяжелой аварии, сопровождающейся выходом расплава за пределы корпуса реактора. Впервые УЛР было использовано при сооружении Тяньваньской

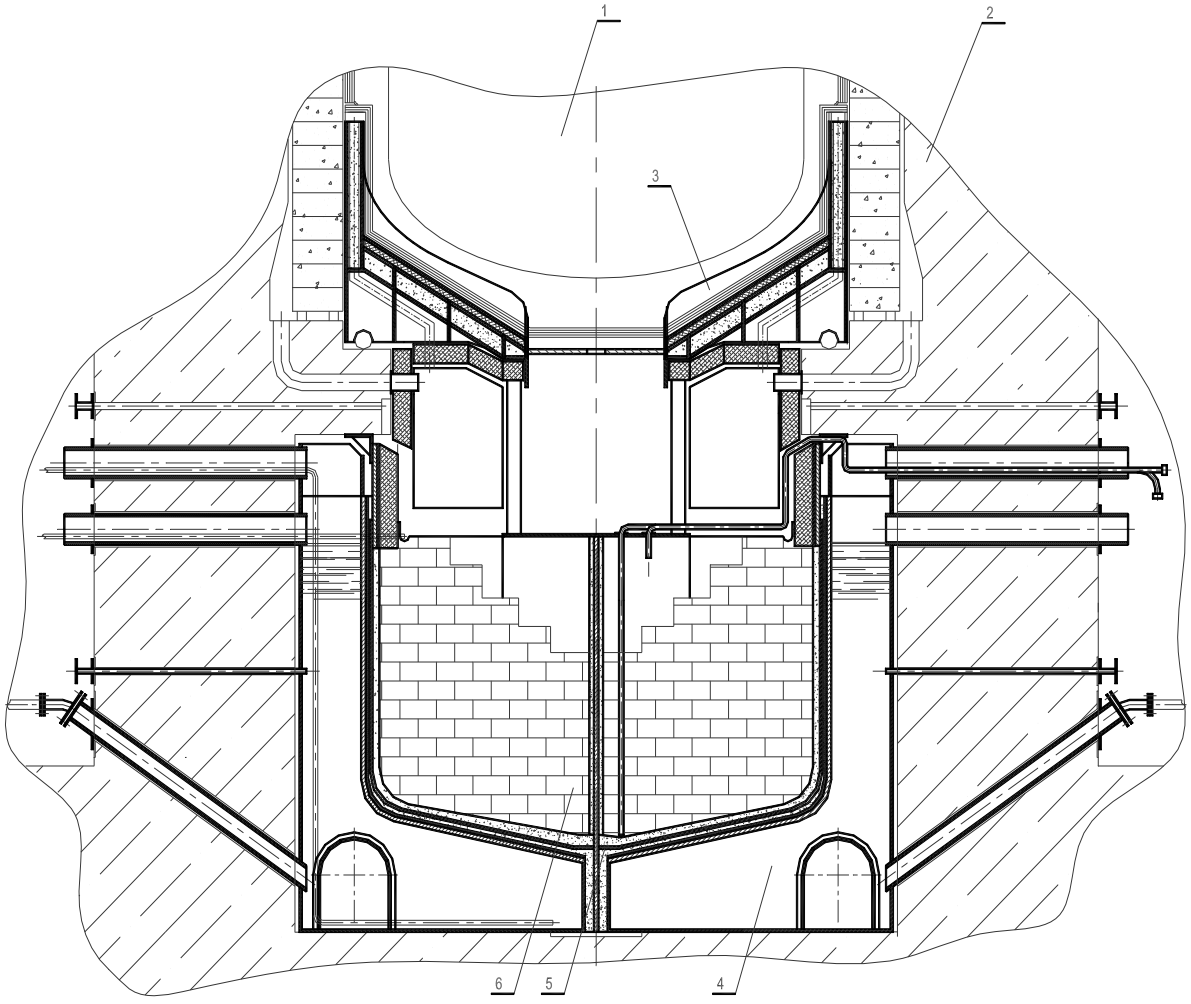
АЭС в Китае – это устройство тигельного типа, в котором расплав локализуется в пределах стального корпуса с наружным водяным охлаждением с подачей воды также на поверхность ванны расплава. Принципиальная схема УЛР представлена на рисунке 1.

Под днищем корпуса реактора установлена плита нижняя, которая защищает от обрушения днища реактора и способствует продвижению исходного оксидного расплава.

Основным элементом конструкции является секционный теплообменник коробчатого типа. Теплообменники представляют секционированные и сообщенные между собой конструкции, в которых происходит кипение воды под действием подводимого от расплава теплового потока. Подвод воды и отвод пара производится через стены бетонной шахты по трубопроводам. Обращенная «вверх» поверхность донных теплообменников имеет небольшой наклон к горизонту для увеличения критического теплового потока на обращенной «вниз» соответствующей поверхности теплоотвода.

Внутренний объем корпуса УЛР заполнен жертвенным материалом (ЖМ) на основе оксидов железа и алюминия (ПОЖА), который предназначен для доокисления кориума, его разбавления в целях уменьшения плотности, объемного энерговыделения и увеличения поверхности теплообмена расплава с корпусом УЛР, охлаждаемого снаружи водой.

При тяжелой запроектной аварии функционирование устройства локализации расплава происходит следующим образом. При разрушении реактора выходит 1-ая порция расплава, которая, перемещаясь по плите нижней, разрушает ее. Плавление плиты нижней протекает с разрушением бетонов ЦКС, ОКА-М и ОКА, при этом заполняется нижняя часть корзины УЛР.



1 – корпус реактора; 2 – шахта бетонная; 3 – плита нижняя; 4 – теплообменник; 5 – корзина; 6 – накопитель

Рисунок 1 – Принципиальная схема УЛР

При наличии в кориуме урана и циркония происходит их взаимодействие с ПОЖА с разложением гематита и окислением выделившимся кислородом. При контакте с холодным ЖМ возможно частичное замерзание поступившего расплава.

При дальнейшем разрушении корпуса реактора выходит следующая порция расплава, включающая оксиды железа, урана, циркония и сами цирконий и железо. При перемещении «тяжелых» оксидов по плите нижней происходит дальнейшее ее разрушение. После перемещения «тяжелых» оксидов на дно УЛР формируется двухслойная система, содержащая в верхней части металлическую компоненту кориума, а в нижней части оксидную.

Вследствие уменьшения плотности «тяжелых» оксидов за счет взаимодействия с материалом ПОЖА и создания условий для инверсии расплава, оксидная составляющая расплава перемещается в верхнюю часть УЛР, а металлическая – на дно. После инверсии на поверхность расплава подается вода и начинается формирование гарнисажных корок. После подачи воды начинается долгосрочное охлаждение и затвердевание расплава.

Физико-химическое взаимодействие компонентов расплава с ЖМ начинается при определенной температуре в условиях контакта двух материалов и включает в себя: разогрев, плавление, растворение, разложение, химические реакции компонентов ЖМ и расплава.

В ходе обоснования выполнения УЛР проектных функций был проведен ряд расчетных и экспериментальных работ.

Определение выхода кориума при разрушении реактора в ходе протекания тяжелых аварий производили расчетным комплексом СОКРАТ. Российский тяжелоаварийный расчетный комплекс СОКРАТ является кодом улучшенной оценки, позволяющим выполнять сквозной расчет тяжелой аварии для реакторной установки с водо-водяным теплоносителем.

Расчетный комплекс СОКРАТ включает в себя:

- модуль РАТЕГ для теплогидравлического моделирование ядерно-энергетической установки;
- модуль СВЕЧА – моделирование физико-химических процессов при разрушении активной зоны, взаимодействие материалов и сред, перемещение стекающих компонентов;
- модуль ГЕФЕСТ – моделирование процессов в нижней камере смешения, взаимодействие расплава с конструкциями, деформация и разрушение корпуса;
- модуль КУПОЛ – моделирование внутриконтейментных процессов;
- модули для расчета накопления выделения, транспорта радионуклидов.

Для анализа поведения кориума в УЛР АЭС-2006 разработан специализированный код ГЕФЕСТ-УЛР, позволяющий моделировать УЛР в 2-мерной осесимметричной постановке, с учетом всех основных физическо-химических процессов. Код создан путем модификации и развития модуля ГЕФЕСТ тяжелоаварийного кода СОКРАТ, предназначенного для описания поведения расплава на днище реактора, путем включения в него ряда дополнительных математических моделей физико-химического взаимодействия компонентов расплава и ЖМ, газовыделения, граничного охлаждения и др.

ГЕФЕСТ-УЛР осуществляет численное моделирование следующих процессов:

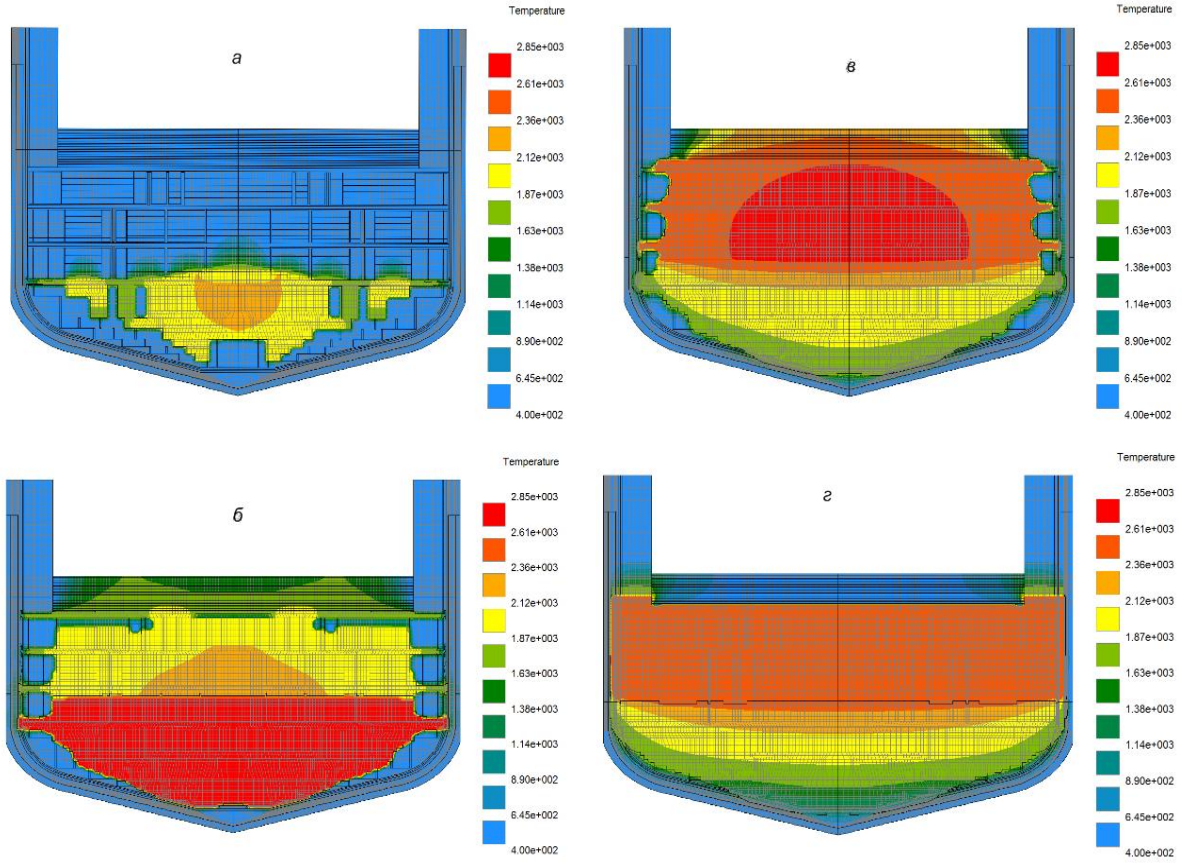
- поступление расплава из разрушенного корпуса реактора в УЛР, содержащее жертвенный материал в заданной конфигурации;
- физико-химическое взаимодействие расплава с жертвенным материалом и бетоном;
- расслоение расплава;
- теплообмен расплава с элементами конструкций УЛР;
- образование гарнисажных корок;
- теплообмен корпуса УЛР с охлаждающей водой;
- теплообмен расплава излучением с вышележащими конструкциями;
- поверхностное взаимодействие материалов с водой.

Код ГЕФЕСТ-УЛР содержит также модели образования газов в УЛР: кислорода – в результате разложения гематита до вьюстита, и водорода – в результате термической диссоциации водяного пара, радиолиза воды, а так же вследствие окисления компонентов кориума выделившимся водяным паром.

В ходе проведенных работ разработана расчетная конечно-элементная модель устройства локализации.

С помощью разработанного программного модуля ГЕФЕСТ–УЛР проведены расчеты поступления и удержания расплава в УЛР для различных сценариев поступления расплава. На рисунке 2 и 3 представлены результаты расчетов для одного из них – разрыва дыхательного трубопровода КД Ду 346 с наложением отказа активной части системы аварийного охлаждения активной зоны реактора (САОЗ).

На рисунке 2 показано распределение температуры в устройстве локализации расплава в различные временные интервалы протекания запроектной аварии. На рисунке (2, в) и (2, г) представлен момент после инверсии и подачи воды на поверхность расплава. При этом необходимо отметить, что область высоких температур находится в верхней части УЛР. Максимальная температура в оксидном слое при этом составляет 2540 К, а тепловой поток на боковой стенке теплообменника порядка 0,8 МВт/м^2, что дает большой запас до кризисного значения (1,5 МВт/м^2 для вертикальной стенки). В металлическом слое к этому времени практически прекращается продвижение фронта плавления и начинается затвердевание нижней части слоя.



а – 7 825 с; б – 10 122 с; в – 14 081 с; г – 60 000 с

Рисунок 2 – Моделирование аварии течь Ду 346 с отказом активной части САОЗ при помощи кода ГЕФЕСТ-УЛР

Наличие неопределенностей в исходных данных для свойств материалов в УЛР и ограниченность моделей, заложенных в ГЕФЕСТ-УЛР, вызывает необходимость проведения вариантных расчетов поведения расплава в УЛР.

На рисунке 3 показаны вариантные расчеты изменения максимального теплового потока на внешней поверхности стенки теплообменника. В расчетах варьировалась теплопроводность от 2 до 7 Вт/м^2·К. В вариантах 5 и 6 моделировалось срыв гарнисажной корки с повышением температуры. Как видно из представленного графика максимальное пиковое значение потока достигало значения 0,7 МВт/м^2. Таким образом, видно, что значение теплового потока не превышает максимально возможного и целостность стенки теплообменника сохраняется.

Таким образом, в ходе обоснования выполнения УЛР проектных функций была показана возможность долгосрочного охлаждения расплава кориума, поступающего в УЛР. Входе расчетного анализа было обосновано охлаждение поверхности расплава водой при отсутствии паровых взрывов, получены зависимости по критическому тепловому потоку на наклонной поверхности, позволившие подтвердить надежность теплоотвода от теплообменника УЛР при удержании расплава кориума.

Результаты обоснования позволили разработать УЛР для ЛАЭС-2 и НВАЭС. УЛР ЛАЭС-2 – в стадии монтажа основного оборудования.

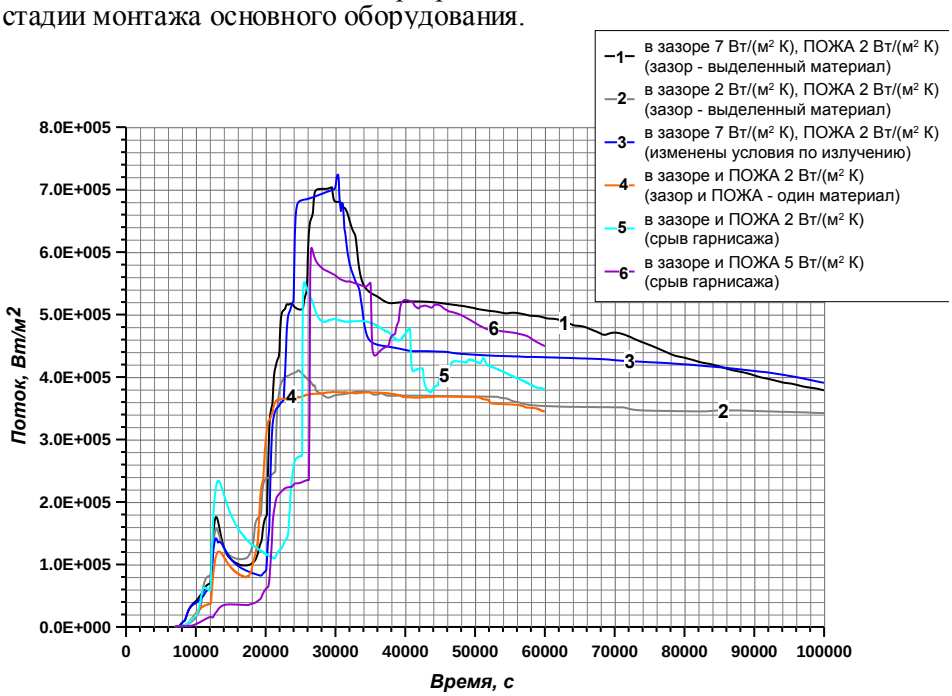


Рисунок 3 – Изменение максимального теплового потока на внешней поверхности стенки теплообменника, вариантные расчеты

АНАЛИЗ НЕСУЩЕЙ СПОСОБНОСТИ ОПОРНОЙ КОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА ВВЭР-440 3 БЛОКА КОЛЬСКОЙ АЭС

Фризен С.А., Лякишев Л.А.
ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск
E-mail: Serega_klimovsk@mail.ru

Основной несущей опорой реактора является ферма опорная с опорным кольцом и деталями закрепления (см. рисунок 1). Ферма опорная представляет собой сварную металлоконструкцию, состоящую из радиально расположенных балок коробчатого сечения. Снаружи балки объедены обечайками, снизу - кольцевой плитой. Балки представляют собой короба, разделенные на ячейки, которые заполняются засыпкой, серпентинитовым и строительным бетоном, выполняющими роль биологической защиты. Крепление балок к закладным деталям в бетоне осуществляется с помощью сварки.

На ферму опорную устанавливается кольцо опорное. Оно представляет собой литое кольцо, закрепленное с помощью деталей крепления на ферме опорной (рисунок 1).

С помощью клиновых шпонок производят подгонку кольца опорного по высоте, с помощью фиксаторов – установку кольца опорного в плане, после чего фиксаторы приваривают сварными швами к балкам опорной фермы. Клинья, вставленные в прорези фиксаторов, предотвращают отрыв кольца от клиновых шпонок.

Для фиксации корпуса реактора от поворота в смежные пазы корпуса и кольца опорного устанавливают шпонки. Для предотвращения опрокидывания корпуса реактора на опорный бурт корпуса установлены планки, каждая из которых закрепляется на кольце опорном с помощью шпилек и гаек.

Сильфон бетонной консоли предназначен для разделения верхней части шахты бетонной от нижней и используется при заливе шахты водой во время перегрузки реактора. Сильфон представляет собой сварную металлическую конструкцию, состоящую из собственно сильфона и двух переходных колец. Сильфон состоит из двух полуторов и трех колец. Нижним кольцом сильфон приваривается к закладной детали, а верхним – к корпусу реактора.

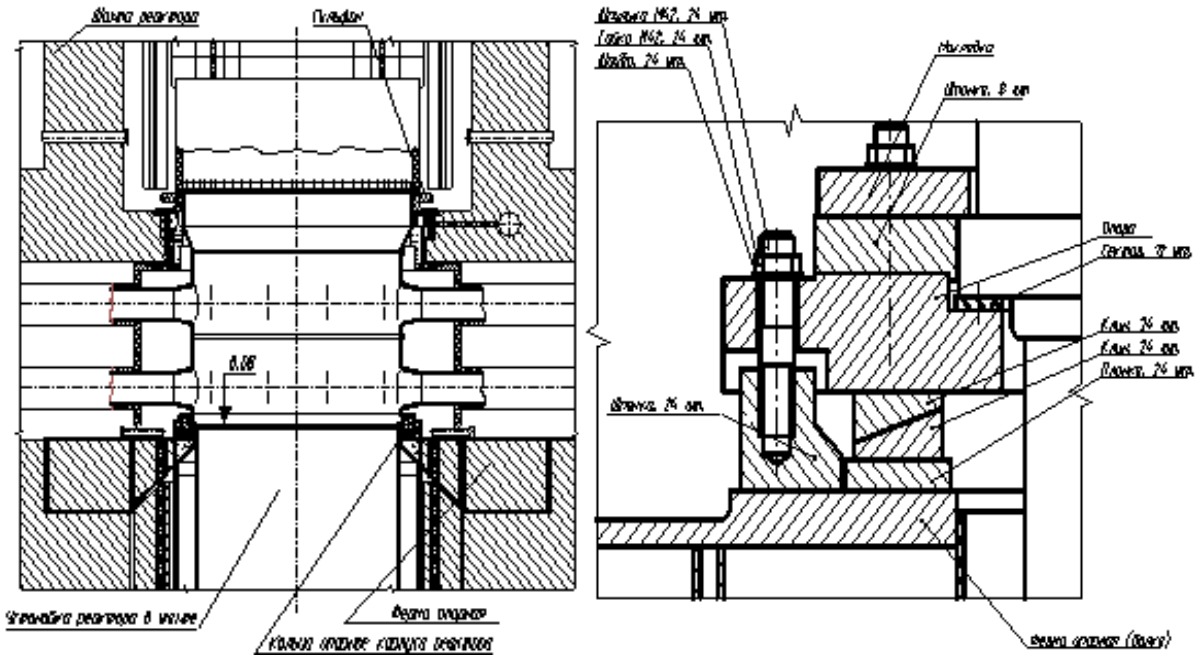


Рисунок 1 – Опорные конструкции корпуса реактора (общий вид) и крепление опорного кольца к ферме опорной

Отличительной особенностью закрепления реактора 3 блока Кольской АЭС по сравнению с более поздними проектами ВВЭР является отсутствие упорного узла реактора. Упорный узел ограничивает горизонтальные перемещения верхней части реактора и тем самым удерживает реактор от опрокидывания при сейсмических и аварийных воздействиях.

До настоящего времени расчеты фермы опорной и опорного кольца с деталями крепления выполнялся различными организациями. Обоснование прочности фермы выполнял ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», а опорного кольца ОАО «Ижорские заводы». В настоящем докладе описано совместное моделирование поведения опорного узла при различных механических воздействиях (силы и моменты действующие на опорный узел при нормальной эксплуатации, проектном и максимальном расчетном землетрясении, проектной аварии, а также при действии температурных полей).

Расчет напряженно-деформированного состояния фермы опорной с кольцом опорным проводится методом конечных элементов с использованием программного комплекса ANSYS и расчетной модели, показанной на рисунках 2, 3. В расчетной модели используются конечные элементы следующих типов: балочные элементы BEAM188, трехмерные элементы SOLID45, оболочечные элементы SHELL63 с возможностью учета жесткости упругого основания. Контакт моделировался с помощью элементов TARGE170, CONTA175 (контакт между буртом реактора и планкой, между буртом реактора и опорным кольцом, между планкой и опорным кольцом, между опорным кольцом и клином, между пазом в опорном кольце и шпонкой (кольцо-бурт реактора), между кольцом опорным и гайкой М42, между шпонкой (кольцо-ферма) и балкой, между клином и балкой).

Расчет напряженно-деформированного состояния сильфона бетонной консоли также выполнен методом конечных элементов с использованием программного комплекса ANSYS. В расчетной модели используются конечные элементы следующих типов: трехмерные элементы SOLID45 и контактные элементы CONTA175 и TARGE170.

Совместное моделирование фермы опорной и опорного кольца позволяет точнее оценивать влияние одного элемента на другой, определять податливость всего опорного узла, а также встраивать данную модель в другую более сложную.

В рамках работ по обоснованию продления срока службы 3 блока Кольской АЭС в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» выполнен расчет на прочность опорной конструкции реактора. Из результатов данного расчета следует, что наиболее тяжелым с точки зрения прочности опорной

конструкции является сочетание нагрузок с наложением на нормальные условия эксплуатации проектного землетрясения и проектной аварии (НУЭ + ПА + ПЗ).

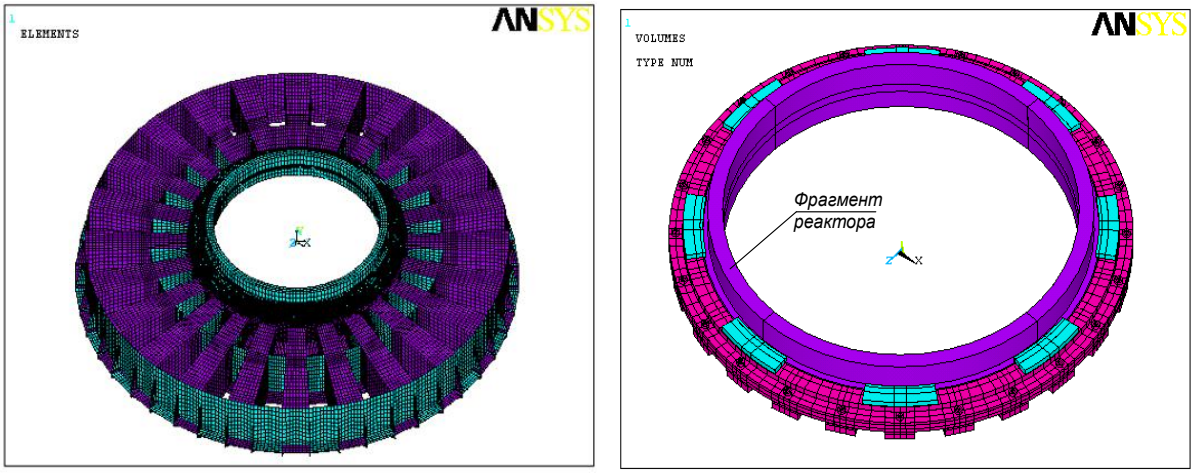


Рисунок 2 – Расчетная модель фермы опорной
и фрагмент реактора с кольцом опорным и деталями крепления

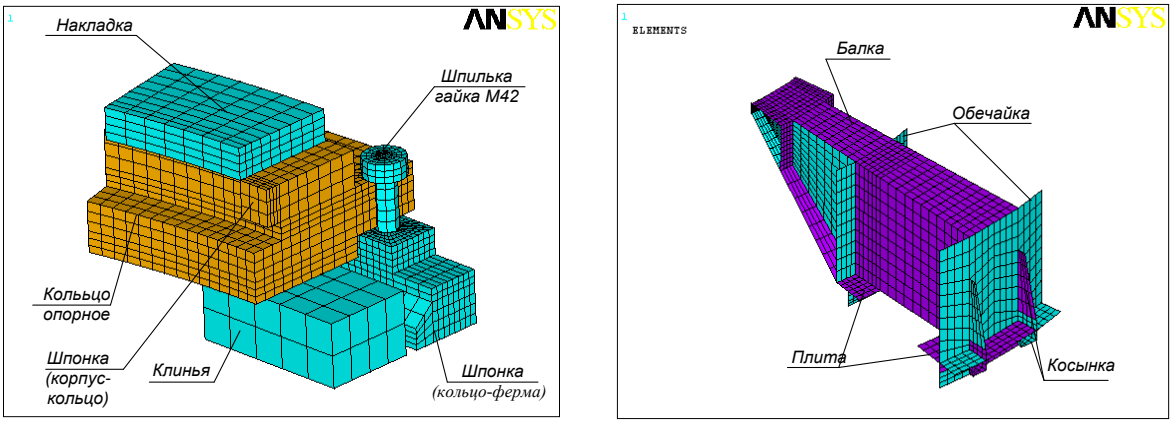


Рисунок 3 – Фрагмент расчетной модели фермы опорной и кольца опорного с деталями

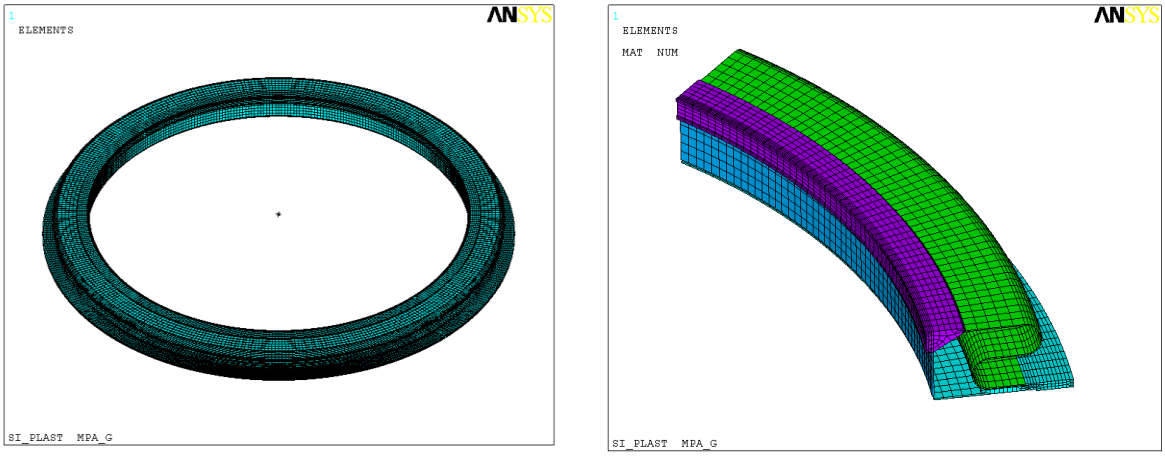


Рисунок 4 – Расчетная модель фермы опорной
и фрагмент реактора с кольцом опорным и деталями крепления

При этом наибольший вклад в напряженное состояние опорной конструкции вносят нагрузки от проектных аварий, в качестве которых постулируются поперечные разрывы главных центральных трубопроводов (ГЦТ) по швам сварных соединений с патрубками реактора. Для определения нагрузок на опорную ферму реактора выполнен расчет нагрузок от внешних динамических воздействий и разрывов трубопровода на оборудование и трубопроводы главного циркуляционного контура. В расчетной модели кроме жесткости опорной конструкции учтена также жесткость сильфона бетонной консоли. Предполагалось, что опорная конструкция и сильфон работают в упругой области, поэтому значительная часть аварийной нагрузки от разрыва ГЦТ воспринимается сильфоном. Расчет прочности сильфона бетонной консоли показал, что при разрыве «горячей» нитки ГЦТ при сочетании нагрузок НУЭ + ПА + ПЗ (в соответствии с Нормами расчета на прочность ПНАЭ Г-7-002-86 [1]) расчетные напряжения превышают допускаемые значения. Таким образом, сильфон не обладает достаточным запасом прочности для восприятия подобной нагрузки при расчете по допускаемым напряжениям. В связи с этим проведена корректировка расчета опорной конструкции с учетом частичной потери несущей способности сильфона. Расчет показал, что напряжения среза в шпонках, фиксирующих опорное кольцо относительно бурта корпуса реактора, превышают критерии Норм [1].

В связи с этим дополнительно проведен расчет по несущей способности опорных конструкций реактора на основании «Свода правил и руководств по опорным конструкциям» [2]. Данный нормативный документ разработан в 2009 году ИЦП МАЭ при поддержке других предприятия атомной отрасли России, на предприятии ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» вступил в силу в августе 2010 года. Данный нормативный документ в качестве альтернативы традиционной проверки условий статической прочности по различным категориям напряжений позволяет выполнить расчет по несущей способности конструкции (предельный расчет). Расчет проведен по единой модели, включающей корпус реактора, ферму опорную и сильфон бетонной консоли.

При проведении расчета на несущую способность используются следующие положения:

1) диаграмма растяжения материала считается идеальной упругопластической с фиксированным пределом текучести;

2) критерий Мизеса – критерий начала текучести.

Предельная нагрузка F_L определяется как максимальная нагрузка, при которой в любой точке компонента опорной конструкции существует поле напряжений, удовлетворяющее уравнениям статического равновесия. Значение действующей нагрузки F не должна превышать значения предельной F_L с учетом коэффициента запаса, приведенного в таблице 1:

$$F \le \frac{F_L}{n_{pL}} \tag{1}$$

Таблица 1 – Значение коэффициента запаса в зависимости от режима эксплуатации опорной конструкции

Режим	n_{pL}
НУЭ	1,50
НУЭ(К)	1,36
ННУЭ	1,25
ПА	1,07

Модель опорной конструкции реактора и сильфона учитывает упруго-пластического поведения материала. Реактор моделируется балочными элементами, жесткость и масса которых соответствует реальной конструкции.

В качестве внешней нагрузки при ПА (разрыв ГЦТ) используется статическое приложение реактивной силы струи в зоне разрыва патрубка ДУ500 [3]:

$$F_{реакт} = 2pS \tag{2}$$

где p – давление первого контура; S – диаметр патрубка.

Таким образом, принимаем $F_{реакт}$ = 5300 кН. В таблице 2 приведены значения нагрузок действующих на сильфон и опорную конструкцию, а так же перемещения реактора на уровне сильфона, горячей нитки ГЦТ и крепления опорной конструкции к реактору.

Предельная нагрузка, полученная по результатам расчета на несущую способность F_{L1} = 8000 кН больше действующей $F_{реакт}$ = 5300 кН с учетом коэффициента запаса для ПА 1,07. Предельно допустимый крен реактора 0,001 рад достигается при F_{L2} = 6500 кН, что также больше действующей реактивной силы с учетом коэффициента запаса.

На рисунках 5-6 показана зависимость силы действующей на сильфон и опорную конструкцию реактора в зависимости от перемещений реактора в месте крепления этих элементов, зависимость реактивной силы от перемещения точки приложения этой силы. Пунктиром показана сила, соответствующая ПА. Постепенное увеличение жесткости фермы при низких нагрузках объясняется возрастанием числа задействованных шпонок. Так же показано деформированное состояние при ПА.

Таблица 2 – Результаты расчета элементов крепления реактора при ПА

	Линейное поведение материала	Упруго-пластический расчет
Нагрузки, действующие на сильфон бетонной консоли при ПА		
Горизонтальна сила кН	2080	2062
Опрокидывающий момент кНм	188	197
Нагрузки, действующие на нижнее закрепление реактора при ПА		
Горизонтальна сила кН	3220	3238
Опрокидывающий момент кНм	3230	3320
Перемещение точек реактора при ПА (мм)		
Уровень сильфона	2,286	3,16
Уровень «горячей» нитки ГЦТ	1,56	2,11
Уровень нижнего закрепления	0,60	0,73

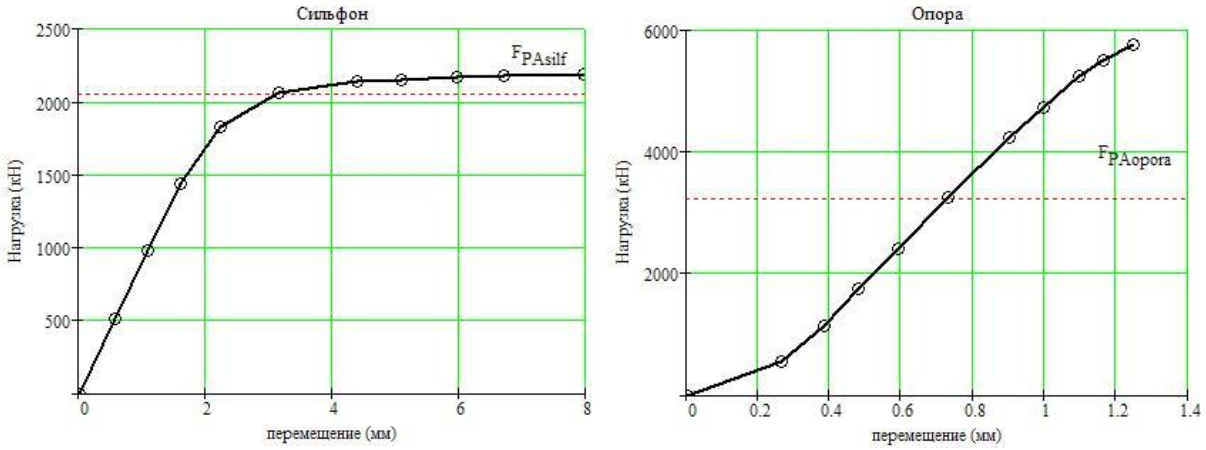


Рисунок 5 – Зависимость силы действующей на сильфон (слева) и опорную конструкцию (справа) в зависимости от перемещений реактора в месте крепления этих элементов

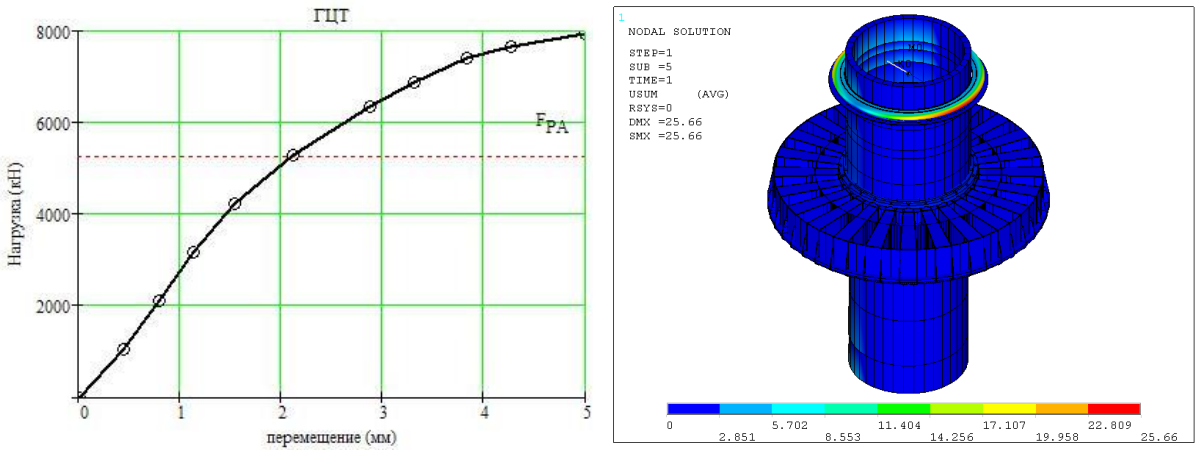


Рисунок 6 – Зависимость реактивной силы от перемещения точки приложения этой силы, а так же деформированное состояние при ПА

Заключение

В рамках данной работы проведена оценка прочности опорной конструкции РУ ВВЭР 3 блока Кольской АЭС. Показано, что при расчете опорных конструкций, в тех случаях когда упругий расчет дает отрицательный результат (превышения критерия норм [1] по допускаемым напряжениям), необходимо проводить расчет по несущей способности. Определена предельная нагрузка ПА, и построена диаграмма деформирования сильфона бетонной консоли и опорной конструкции реактора. Показано, что в соответствии с [2] конструкция обладает достаточным запасом прочности в условиях аварии. Результаты данной работы будут использованы при продлении срока эксплуатации реакторного блока № 3 Кольской АЭС.

Список литературы

1 Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-002-86. – М.: Энергоатомиздат, 1989.

2 Свод Правил и Руководств по опорным конструкциям элементов АЭС с ВВЭР. СПиР-О-2008, ИЦП МАЭ, 2009.

3 Proceedings of the Seminar on Leak Before Break in Reactor Piping and Vessels. U.S. Nuclear Regulatory Commission. Held in Lyon, France October 9-11, 1995.

ПРОИЗВОДСТВО СВЕРХПРОВОДЯЩИХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ МАГНИТНОЙ СИСТЕМЫ ИТЭР

Харьковский Д.Н.
ОАО «Чепецкий механический завод»», г. Глазов
E-mail: dimamisis@mail.ru

1 В настоящее время на Чепецком механическом заводе ведется производство сверхпроводников для магнитной системы интернационального термоядерного экспериментального реактора (ИТЭР). Магнитная система ИТЭР представляет собой расположенные в определенном порядке катушки с обмотками из токонесущих материалов: катушки тороидального, полоидального полей и центрального соленоида. Требования к электрофизическим свойствам материалов, используемых для магнитной системы, могут обеспечить только сверхпроводники, обладающие высокой токонесущей способностью и сохраняющие свои свойства в сильных магнитных полях. Для катушек тороидального поля и центрального соленоида было решено использовать сверхпроводники на основе соединения Nb_3Sn. Для катушек полоидального поля – на основе NbTi сплава. Всего для проекта ИТЭР требуется изготовить более 200 т проводов обеих типов. С этой целью на Чепецком механическом заводе с 2000 г. были начаты работы по созданию производства сверхпроводниковых материалов, а в 2009 г. это производство было запущено.

2 Принципиальная схема производства Nb_3Sn сверхпроводника включает следующие операции:

- горячее прессование прутка из слитка высокочистого ниобия;
- резка прутка на мерные длины, обточка, укладка в медный чехол;
- горячее прессование композитной заготовки в пруток;
- волочение, обточка, профилирование прутка в 6-гранник, термообработка;
- для изготовления бронзовых комплектующих из слитков высокооловянистой бронзы горячим прессованием получают прутковые и трубные заготовки (гильзы);
- из гильз токарной обработкой получают втулки чехлов, из прутковых заготовок – горячим прессованием с последующим волочением и промежуточными отжигами – прутков 6-гранного и круглого сечения;
- сборка первой многоволоконной заготовки, в которую входят: ниобиевые и бронзовые 6-гранные прутки, бронзовые прутки круглого сечения, бронзовый чехол;
- горячее прессование первой многоволоконной сборки в пруток;
- волочение многоволоконного прутка с промежуточными отжигами, обточка, профилирование в 6-гранник;
- изготовление из слитка ниобия горячим прессованием, холодной прокаткой и заключительным отжигом диффузионного барьера, представляющего собой тонкостенную трубу круглого сечения;
- сборка окончательной заготовки из многоволоконных прутков, прутков-заполнителей из бронзы, диффузионного барьера и медного чехла;
- горячее прессование окончательной заготовки в пруток. Обточка прутка, волочение с промежуточными отжигами, скручивание, калибровка в готовый размер и приемочный контроль на соответствие техническим требованиям.

Схема получения сверхпроводника на основе NbTi является более простой, в сравнении с Nb_3Sn, поскольку в ней не используется бронза, а применяемый NbTi сплав обладает хорошей технологичностью. Подробно эта технология освещена в специализированной литературе.

3 Существенным недостатком при производстве ниобий-оловянного провода были небольшие размеры составных заготовок и, как следствие, большое их количество, что, в свою очередь, приводило к высокой трудоемкости, и значительным отходам металла при изготовлении комплектующих элементов и прессовании. С целью снижения материалоемкости и трудоемкости было опробовано увеличение размеров заготовок:

- одноволоконной и 1-ой многоволоконной: с ∅ 83 до ∅ 109 мм;
- окончательной: с ∅ 130 до ∅ 200 мм.

Эти нововведения дали хорошие результаты. В настоящее время проводится работа по исследованию возможности дальнейшего укрупнения размеров одноволоконной и 1-ой многоволоконной заготовок до ∅ 130 мм. Было опробовано изготовление и прессование одноволоконной заготовки ∅ 250 мм. Однако, в прутке, полученном из такой заготовки, было обнаружено недопустимое взаимопроникновение медной оболочки и ниобия.

Существенные изменения во время становления и наладки производства, претерпевали также конструкции многоволоконных заготовок. Это было вызвано тем, что в процессе проектирования реактора, Международная Организация ИТЭР повышала требования к токонесущим способностям проводов. К примеру, начиная с 2001г., требования к плотности критического тока для ниобий-олова повысили с 550 А/мм^2 до 720 А/мм^2.

С одной стороны, улучшению токовых характеристик сверхпроводника способствует проработка его структуры и измельчение размеров зерна. Это было достигнуто, в частности, увеличением размеров заготовок. С другой стороны, для повышения критической плотности тока в проводе, необходимо повышать долю сверхпроводящей фазы в нем, то есть увеличивать количество Nb волокон.

В результате работ, проведенных совместно с ВНИИНМ, было предложено и исследовано несколько конструкций 1-ых многоволоконных и окончательных сборок, различающихся количеством, диаметром и взаимным расположением Nb жил. На сегодняшний день используются конструкции окончательных сборок, содержащие 21690 Nb волокон диаметром менее 8 микрон, и позволяющие получить плотность тока ~ 720 А/мм^2.

Токонесущую способность NbTi провода также необходимо было повышать в соответствии росту требований: с 650 до 730 А/мм^2. Это было достигнуто несколькими путями. Во-первых, благодаря увеличению количества NbTi волокон. Во-вторых, путем доработки конструкции ниобиевых барьеров: изначально они состояли из двух или более обечаек, что, как выяснилось позже, могло быть причиной внутренних дефектов провода. Затем для барьеров

стали использовать бесшовные холоднокатаные трубы. И, в-третьих, удалось добиться более плотного заполнения многоволоконной заготовки при сборке.

Для сравнения, в существующих электромагнитах плотность тока водоохлаждаемой медной обмотки не превышает 20 А/мм^2.

4 Таким образом, благодаря увеличению размеров Nb_3Sn заготовок удалось добиться снижения трудоемкости и материалоемкости при их изготовлении, а благодаря увеличению количества волокон и другим комплексным мерам – повышения токовых характеристик в соответствии требованиям, установленным Международной Организацией ИТЭР.

Помимо перечисленных задач, которые были успешно решены, в период освоения и запуска производства возникает и множество других, не менее интересных и сложных вопросов. Так, например, существует проблема эффективной переработки композитных отходов и возвращения материалов в начало процесса. Несмотря на ряд предложений, эффективно перерабатывать отходы и полноценно извлекать из них материалы пока не удается.

Список литературы

1 Металловедение и технология сверхпроводящих материалов / Под. ред. С. Фонера, Б. Шварца / США, 1981 : Пер. с англ. – М.: Металлургия, 1987.

2 Технология производства ниобия и его сплавов / М.В. Мальцев, А.И. Байков, В.Я. Соловьев./ М.: Металлургия, 1966.

3 Шиков А. Сверхпроводящие материалы вчера, сегодня и завтра // Металлы Евразии. – 2004. – № 4. – С. 66-69.

4 ТУ 001. 406-2008. Провод многоволоконный сверхпроводящий композиционный стабилизированный круглый на основе соединения ниобий-олово. Технические условия.

РАЗРАБОТКА СОСТАВА И СТРУКТУРЫ ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА СБОРА ИНФОРМАЦИИ КАЛИНИНСКОЙ АЭС

Царевский В.В.
ФГУП «ФНПЦ НИИИС им. Ю.Е. Седакова», г. Н. Новгород
E-mail: v.tsarevskiy@mail.ru

Введение

Современный этап развития промышленного производства, в том числе и выработка электроэнергии, характеризуется переходом к использованию передовой технологии, стремлением добиться предельно высоких эксплуатационных характеристик как действующего, так и проектируемого оборудования, необходимостью свести к минимуму любые производственные потери. Все это возможно только при условии широкого применения автоматизированных систем управления технологическими процессами (АСУ ТП).

Данная работа посвящена актуальной проблеме создания программно-технического комплекса сбора информации АСУ ТП Калининской АЭС, с архитектурой позволяющей повысить его восстанавливаемость, а также понизить затраты на резервирование за счет минимизации избыточности без ухудшения надежностных и функциональных характеристик.

В настоящее время в ПТК СИ АСУ ТП Калининской АЭС для достижения необходимого уровня надежности системы применяется принцип дублирования программно-технических средств и потоков обрабатываемой информации. Данный принцип приводит к удвоению стоимости реализации и не является оптимальным способом повышения надежности комплекса. Поэтому актуальной остается задача разработки современной архитектуры комплекса с функциональным резервированием, где при отказе одного узла, выполнение его задач берет на себя соседний узел без ущерба для своих основных функций. При этом стоимость реализации по сравнению с уже существующими ПТК должна уменьшится без ухудшения функциональных характеристик.

Область применения

Программно-технический комплекс сбора информации с электротехнического оборудования энергоблока № 4 Калининской АЭС и его собственных нужд.

Программно-технический комплекс сбора информации является составной частью системы контроля и управления электротехническим оборудованием энергоблока № 4 Калининской АЭС и его собственных нужд.

Условное обозначение – ПТК СИ.

Объект применения – энергоблок № 4 Калининской АЭС.

Основные задачи и функции ПТК СИ

Критериями оценки достижения целей создания ПТК СИ являются:

- реализация функций контроля с учетом необходимых для безопасной работы и сохранности объектов контроля, ограничений и защит;
- возможность получения информации о состоянии любого объекта контроля в любой момент времени.

ПТК СИ выполняет информационную и вспомогательную функции, реализуемые комплексом задач.

В рамках реализации информационной функции ПТК СИ выполняет:

- сбор данных с устройств МПРЗ;
- регистрацию и архивацию данных;
- регистрацию быстротекущих процессов (осциллографирование);
- формирование сообщений аварийной и предупредительной сигнализации;
- формирование обобщенных сообщений;
- передачу данных в СВБУ;
- передачу данных и осциллограмм из архива в ЛВС АЭС.

Задачи информационной функции должны выполняться автоматически, за исключением работы абонентов ЛВС АЭС с архивами, сформированными на УСУ.

В рамках реализации вспомогательной функции ПТК СИ выполняет:

- самодиагностику технических и программных средств;
- поддержание единого времени.

Решения по структуре ПТК СИ

Схема структурная ПТК СИ приведена на рисунке 1.

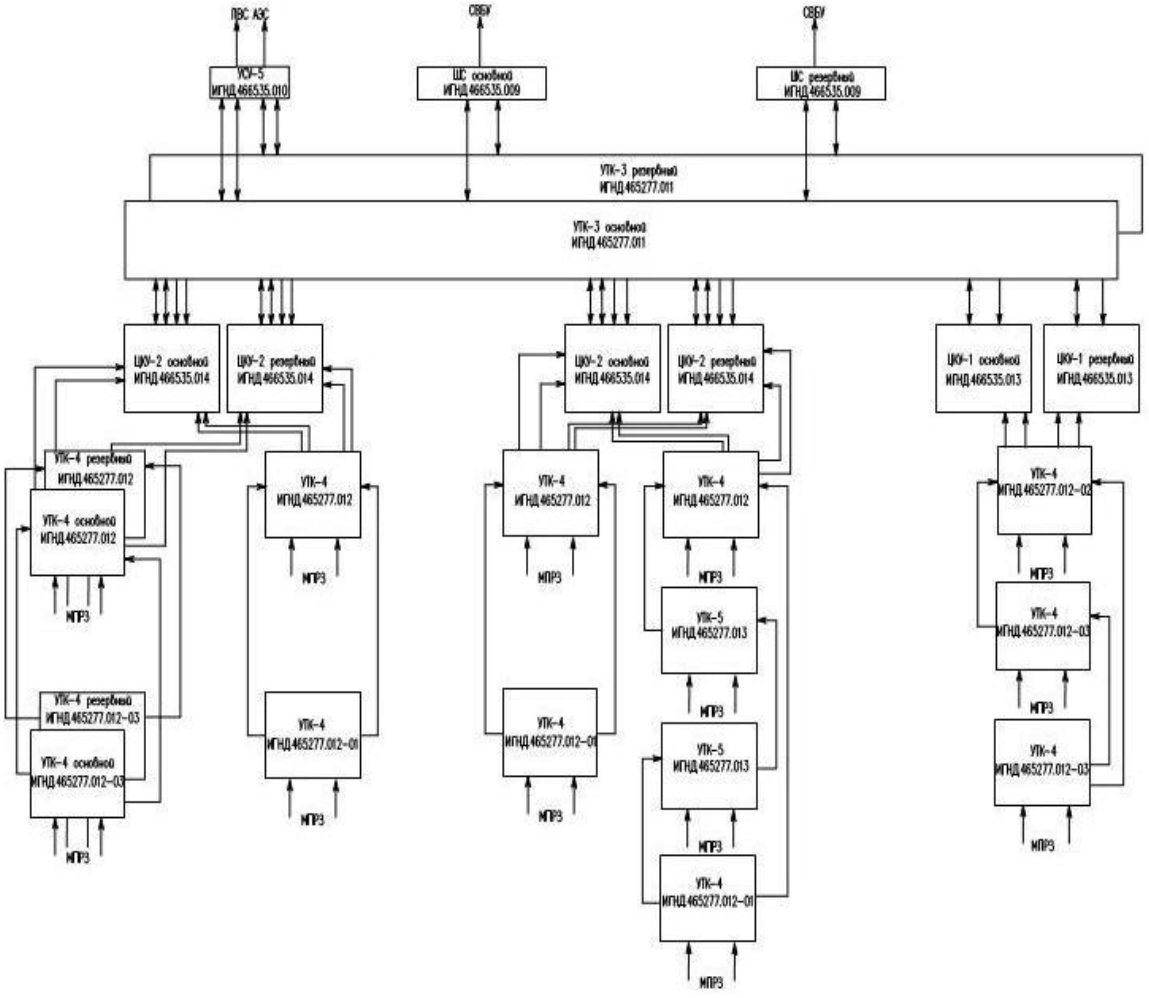


Рисунок 1 – Структурная схема ПТК СИ

ПТК СИ представляет собой распределенную открытую расширяемую вычислительную подсистему, основными элементами которой являются центральные координирующие устройства (ЦКУ), сервер архивирования, шлюзы сопряжения с СВБУ, локальная вычислительная сеть.

Таблица 1 − Состав ПТК СИ

№ п/п	Наименование ПТС	Обозначение ПТС	Кол-во, шт.
1	Шлюз сопряжения	ИГНД.466535.009	2
2	Устройство серверное унифицированное	ИГНД.466535.010	1
3	Центральное координирующее устройство	ИГНД.466535.013	2
4	Центральное координирующее устройство	ИГНД.466535.014	4
5	Устройство телекоммуникационное	ИГНД.465277.011	2
6	Устройство телекоммуникационное	ИГНД.465277.012	2
7	Устройство телекоммуникационное	ИГНД.465277.012-01	5
8	Устройство телекоммуникационное	ИГНД.465277.012-02	1
9	Устройство телекоммуникационное	ИГНД.465277.012-03	3
10	Устройство телекоммуникационное	ИГНД.465277.013	2

Программное обеспечение

Программное обеспечение ПТК СИ представляет собой совокупность программных средств, обеспечивающих реализацию функций и задач, и состоит из следующих частей:

- системное программное обеспечение;
- прикладное программное обеспечение.

Структура программного обеспечения ПТК СИ представлена на рисунке 2.

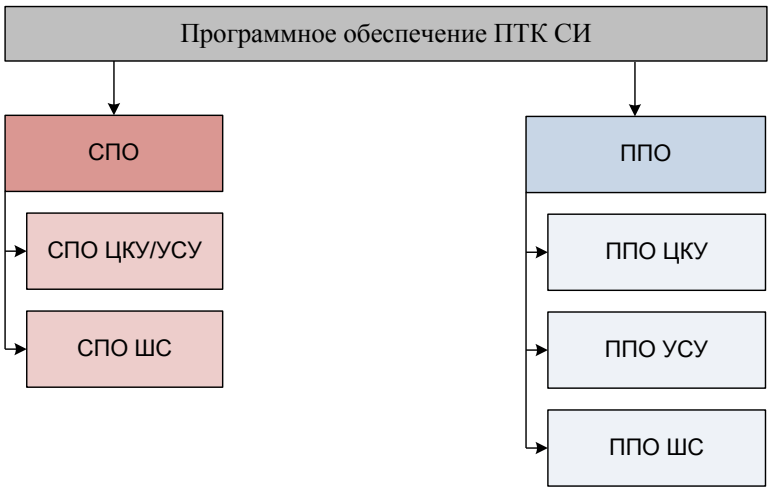


Рисунок 2 – Структура ПО ПТК СИ

В процессе функционирования части ПО взаимодействуют друг с другом (обмен данными). Схема взаимодействия частей ПО представлена на рисунке 3.

Системное программное обеспечение по месту использования разделяется на СПО ЦКУ/УСУ и СПО шлюза сопряжения.

В качестве СПО ЦКУ/УСУ используется операционная система Microsoft Windows XP Service Pack 3, в качестве СПО ШС Mandriva Linux 2008 (spring powerpack).

Прикладное программное обеспечение разделяется по месту использования и выполняемым функциям на следующие части:

- ППО центральных координирующих устройств;
- ППО устройства серверного унифицированного;
- ПО шлюза сопряжения.

В процессе функционирования отдельные части ППО взаимодействуют друг с другом (обмен данными).

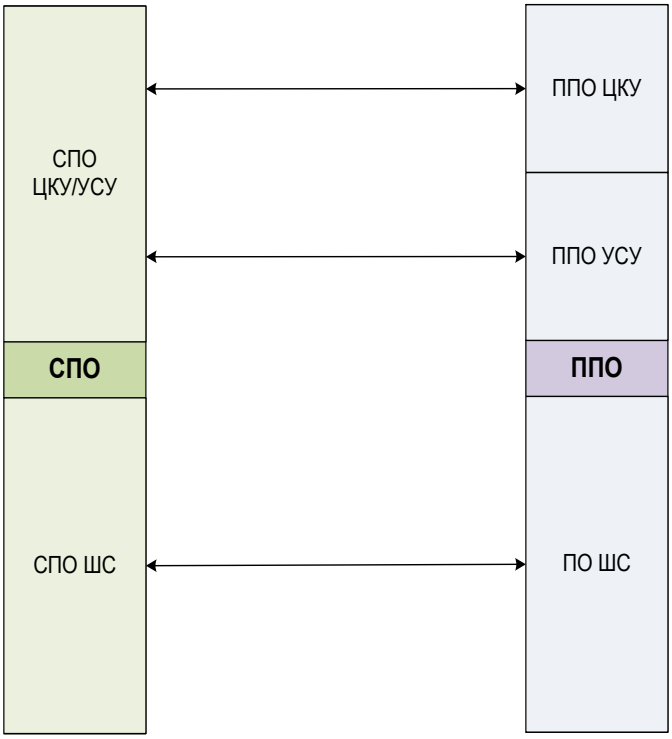


Рисунок 3 – Схема взаимодействия частей ПО

Алгоритм функционирования ПТК СИ представляет собой сумму алгоритмов работы ЦКУ, УСУ и ШС реализация которых направлена на выполнение функций ПТК СИ.

Методы и алгоритмы обработки информации, применяемые в ПТК СИ, базируются на стандартных библиотечных функциях, входящих в состав среды разработки прикладного программного обеспечения.

Расчет надежности ПТК СИ

Требование к показателям надежности ПТК СИ:

- средняя наработка на отказ при выполнении информационной функции - не менее 60000 часов (за исключением цифрового канала сбора информации от отдельного устройства МПРЗ);
- среднее время восстановления должно быть не более 2 часов.

Показатели надежности (средняя наработка на отказ) технических средств ПТК СИ приведены в таблице 2.

Таблица 2 – Показатели надежности элементов ПТК СИ

Наименование составной части	T_0, ч	Время восстановления $T_в$, ч
ШС (УЭРН1)	21913	2
УСУ-5 (УЭРН2)	69589	
УТК-3 (УЭРН3)	91692	
УТК-5 (УЭРН4)	473598	
ЦКУ-1 (УЭРН5)	18729	
ЦКУ-2 (УЭРН6)	147462	
УТК-4 (УЭРН7)	48128	
УТК-4-01 (УЭРН8)	157255	
УТК-4-02 (УЭРН9)	84022	
УТК-4-03 (УЭРН10)	235882	

В соответствии с ТЗ, средняя наработка на отказ при выполнении информационной функции – не менее 60000 часов (за исключением цифрового канала сбора информации от отдельного устройства МПРЗ). С учетом данного условия схема для расчета надежности будет выглядеть следующим образом:

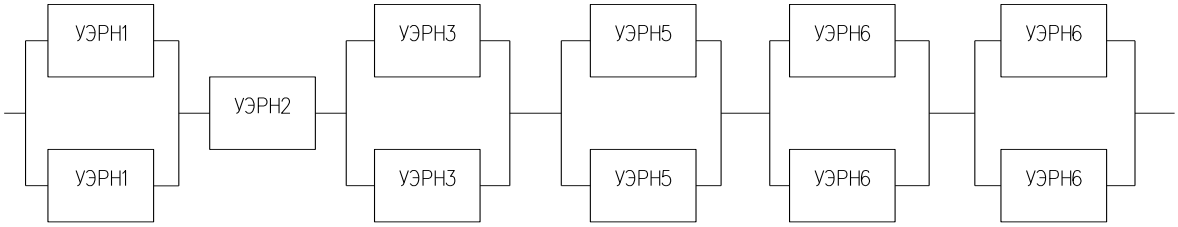


Рисунок 4– Схема для расчета надежности реализации информационной функции за исключением цифрового канала сбора информации от отдельного устройства МПРЗ

Результаты расчетов приведены ниже.

$$T_{\text{ПТК СИ}} = \left[\begin{array}{l} (T^2_{\text{уэрн1}} / 2T_{\text{в}})^{-1} + T_{\text{уэрн2}}{}^{-1} + (T^2_{\text{уэрн3}} / 2T_{\text{в}})^{-1} + (T^2_{\text{уэрн5}} / 2T_{\text{в}})^{-1} + \\ + 2(T^2_{\text{уэрн6}} / 2T_{\text{в}})^{-1} \end{array} \right]^{-1} = 69490 \text{ ч.}$$

Уровни надежности соответствуют, определенным техническим заданием, значениям; при условии исключения цифрового канала сбора информации от отдельного устройства МПРЗ. Требования ТЗ по надежности к элементам ПТК СИ соблюдаются, элементы выбраны с запасом надежности.

Дерево отказов

Дерево отказов ПТК СИ приведено на рисунке 5.

Расшифровка логических символов представлена в таблицах 3, 4.

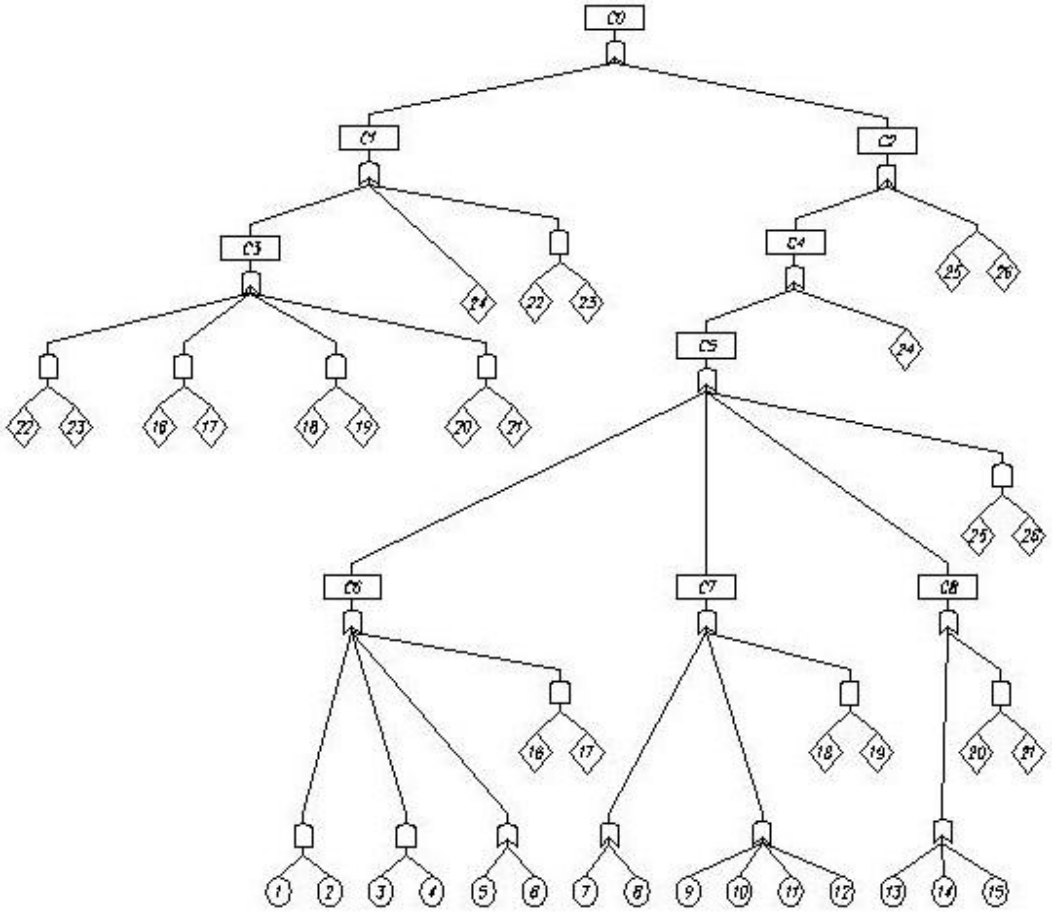


Рисунок 5 – Дерево отказов ПТК СИ

Таблица 3 − Логические символы для построения дерева отказов

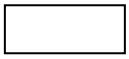
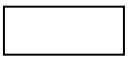
№ п/п	Обозначение	Интерпретация
1		Событие, являющееся результатом нижерасположенных событий
2		Первоначальное, независимое от других событие
3		Событие, дальнейшее рассмотрение вниз которого нецелесообразно
4	выход  вход	Логическая связь «ИЛИ». Событие на выходе произойдет при условии совершения хотя бы одного из событий на входе
5	выход  вход	Логическая связь «И». Событие на выходе произойдет при условии совершения всех событий на входе

Таблица 4 − Сводная таблица событий дерева отказов

№ п/п	Шифр события	Описание события	Условное обозначение
1	C0	Отказ ПТК СИ	
2	C1	Отсутствие возможности передачи данных в сервер архивирования	
3	C2	Отсутствие возможности приема данных от ЦКУ, передачи данных в СВБУ, приема от СВБУ сигнала единого времени	
4	C3	Отсутствие возможности самодиагностики и приема диагностических данных	
5	C4	Отсутствие возможности ведения и формирования архива событий, ведения и формирования архива осциллограмм, передачи данных в ЛВС АЭС, самодиагностики и приема диагностических данных	
6	C5	Отсутствие возможности передачи данных в ШС, приема от ШС сигналов единого времени	
7	C6	Отсутствие данных от МПРЗ секций маш. зала, BA BB	
8	C7	Отсутствие данных от МПРЗ секций BC,BD, BJ, BK, BL, BM, BN, BP, BQ, BR, BT, BY	
9	C8	Отсутствие данных от МПРЗ секций BV, BX, BW	
10	1	Отказ УТК-4 40HLE03	
11	2	Отказ УТК-4 40HLE04	
12	3	Отказ УТК-4-03 40HLE05	
13	4	Отказ УТК-4-03 40HLE06	
14	5	Отказ УТК-4 40HLE07	
15	6	Отказ УТК-4-01 40HLE08	
16	7	Отказ УТК-4 40HLE09	
17	8	Отказ УТК-4-01 40HLE10	
18	9	Отказ УТК-4 40HLE11	
19	10	Отказ УТК-5 40HLE12	
20	11	Отказ УТК-5 40HLE13	
21	12	Отказ УТК-4 40HLE17	
22	13	Отказ УТК-4-02 40HLE14	
23	14	Отказ УТК-4-03 40HLE15	

№ п/п	Шифр события	Описание события	Условное обозначение
24	15	Отказ УТК-4-03 40HLE16	
25	16	Отказ ЦКУ-2 40HLB03	
26	17	Отказ ЦКУ-2 40HLB04	
27	18	Отказ ЦКУ-2 40HLB05	
28	19	Отказ ЦКУ-2 40HLB06	
29	20	Отказ ЦКУ-1 40HLB01	
30	21	Отказ ЦКУ-1 40HLB02	
31	22	Отказ УТК-3 40HLE01	
32	23	Отказ УТК-3 40HLE02	
33	24	Отказ УСУ-5 40HLD01	
34	25	Отказ ШС 40HLC01	
35	26	Отказ ШС 40HLC02	

Заключение

В рамках данной работы проведено исследование объекта автоматизации.

В ходе выполнения работы приведено решение по структуре ПТК, которое наиболее полно удовлетворяет требованиям ТЗ. Также была разработана схема электрооптическая подключения ПТС ПТК СИ.

В данной работе был произведен расчет надежности ПТК СИ, на основании которого были подтверждены требования ТЗ.

В ходе работы было построено дерево отказов ПТК СИ.

В настоящее время ПТК СИ находится на стадии монтажа на площадке Калининской АЭС энергоблока № 4.

В данной работе выполнены все поставленные задачи.

Условные обозначения и сокращения

АРМ	Автоматизированное рабочее место
БМ	Блок мультиконтрольный
ВОЛС	Волоконно-оптические линии связи
ЗИП	Запасные части, инструменты и принадлежности
КД	Конструкторская документация
ИБП	Источник бесперебойного питания
ИВП	Изделие внешней поставки
ЛВС	Локальная вычислительная сеть
МПРЗ	Микропроцессорная релейная защита
НДС	Налог на добавленную стоимость
НЖМД	Накопитель на жестком магнитном диске
НИИИС	Научный исследовательский институт измерительных систем
ПО	Программное обеспечение
ППО	Прикладное программное обеспечение
ПТК	Программно-технический комплекс
ПТС	Программно-техническое средство
РС	Рабочая станция
САЭ	Система аварийного электроснабжения
СВБУ	Система верхнего блочного уровня
СКУ ЭЧ	Система контроля и управления электротехническим оборудованием
СН	Собственные нужды
СНЭ	Система нормальной эксплуатации
СПО	Системное программное обеспечение
ТЗ	Техническое задание
ТПП	Технологическая подготовка производства
УСУ	Устройство серверное унифицированное
УТК	Устройство телекоммуникационное
ФОТ	Фонд оплаты труда
ЦКУ	Центральное координирующее устройство
ЦТАИ	Цех тепловой автоматики и измерений
ШС	Шлюз сопряжения

МОЛОДЕЖЬ ЯТЦ: ПРОБЛЕМЫ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

РАБОТА С МОЛОДЕЖЬЮ В ОАО «НЗХК». ПРОБЛЕМЫ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

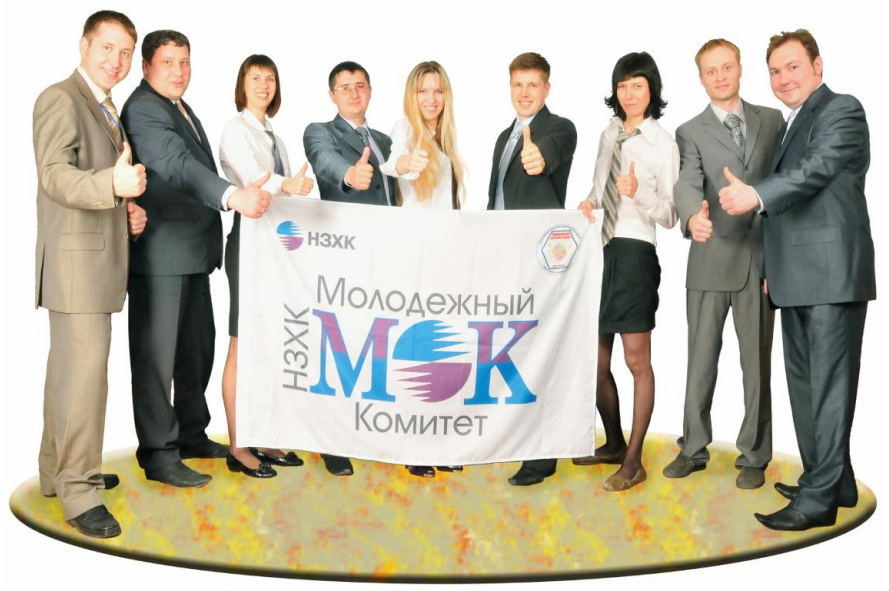
Бровкин О.А.
ОАО «Новосибирский завод химконцентратов», г. Новосибирск
E-mail: skorp@ngs.ru

ОАО «НЗХК» одно из крупнейших предприятий российского ядерного топливного цикла. Основным видом деятельности является: производство ядерного топлива для энергетических и исследовательских реакторов.

Начиная с 2002 г. при поддержке профсоюзной организации и администрации ОАО «НЗХК» на предприятии успешно ведется работа с молодежью. За организацию работы с молодежью на предприятии отвечают:

- молодежный Комитет ОАО «НЗХК» – комиссия по работе с молодежью профсоюзной организации ОАО «НЗХК»;
- первичная профсоюзная организация ОАО «НЗХК»

Молодежный комитет ОАО «НЗХК» (МК НЗХК) активно помогает профсоюзному комитету и администрации ОАО «НЗХК» при проведении общественных мероприятий (праздники, фестивали, торжественные события, конкурсы, спортивные и культурно-массовые мероприятия, шефская помощь детскому дому и т.д.).



По результатам работ Молодежный комитет ОАО «НЗХК» неоднократно становился победителем конкурса «Лучшая молодежная организация» в г. Новосибирске. Раздел Коллективного договора «Работа с молодежью», который был разработан по предложениям МК НЗХК, был отмечен как один лучших на конкурсе РПРАЭП среди членских молодежных организаций.

Работа МК НЗХК проводится по нескольким направлениям:

- социально-бытовое;
- досуг и отдых;
- спортивное;
- научно-производственное;
- информационное.

Социально-бытовое направление

Жилищная политика является одним из важнейших инструментов для закрепления молодых работников на предприятиях ЯТЦ. Особенно это становится актуально в период реструктуризации атомной отрасли. Для реализации жилищной политики на нашем предприятии действует «Положение об улучшении жилищных условий». Но не все молодые работники соответствуют требованиям Положения. И в этом случае Молодежный комитет активно помогает молодым работникам в решении жилищных вопросов. А именно:

- от МК в адрес администрации и профсоюзного комитета периодически направляются предложения по улучшению жилищной политики, которые в дальнейшем находят свое отражения в измененном Положении;
- для решения накопившихся вопросов по жилищной политике МК периодически организует встречу с администрацией и профсоюзной организацией ОАО «НЗХК»;
- для участия в работе по реализации жилищной политики предприятия в состав жилищной комиссии, при поддержке профсоюзной организации, включен представитель Молодежного комитета;
- молодежный комитет периодически ходатайствует перед администрацией и профсоюзным комитетом о предоставлении финансовой поддержки молодым работникам, на которых не распространяются требования Положения.

Спорт, досуг и отдых

Казалось бы, нет ничего проще, чем организовать спортивное или культурно-массовое мероприятие, но так скажет только тот, кто ни разу не организовывал подобные мероприятия. Организаторы любых массовых мероприятий выполняют очень много подготовительной работы: разработка плана подготовки и плана проведения, формирование команды организаторов, распределение обязанностей, подготовка необходимого арсенала всевозможных приспособлений и т.д. В общем, пока сам не начнешь заниматься проведением таких мероприятий, не поймешь, какой объем работ предстоит выполнить.

На нашем предприятии с организацией массовых мероприятий ребята уже не первый год знакомы и поэтому проблем особых не возникает. Ежегодно мы проводим несколько спортивных и культурно-массовых мероприятий:

- рождественский турнир. Спортивный турнир ветеранов спорта и молодежи, на котором два поколения обмениваются опытом в спортивных состязаниях: волейбол, футбол, теннис, шахматы. Количество участников ~ 100 человек;
- турнир по пейнтболу. В турнире принимают участие команды молодых работников от различных структурных подразделений нашего предприятия. Количество участников ~ 80 человек.
- «День молодежи». В праздновании Дня молодежи принимает участие порядка 60-70 молодых работников предприятия, которые активно себя проявляют в общественной жизни предприятия и успешно справляются со своими трудовыми обязанностями.
- фестиваль ветеранов и молодежи «Два века – две юности». Такое мероприятие сплачивает ветеранов и молодое поколение нашего предприятия, позволяет рассказать уважаемым ветеранам, как работали раньше на заводе, какие были проблемы, какие нравы, люди. Молодым же работникам такое мероприятие дает шанс проявить себя, попробовать себя в роли организаторов, помериться силами на спортивных площадках, почувствовать себя в роли актеров, сценаристов и режиссеров при подготовке развлекательной программы. Количество участников ~ 110 человек.

Научно-производственное направление

Администрация нашего предприятия отлично понимает, что участие молодого работника в различных Научно-технических конференциях в дальнейшем положительно сказывается на развитии молодого работника. И поэтому молодые работники нашего предприятия регулярно принимают участие в конференциях, форумах и семинарах проводимых на предприятиях атомной отрасли. А также ежегодно активистами Молодежного Комитета при поддержке профсоюзного комитета и администрации ОАО «НЗХК» проводится Научно-техническая конференция молодых работников ОАО «НЗХК», на которой молодые работники могут обменяться опытом и представить результаты своих работ.

Благодаря полученному опыту организации отраслевых конференций, в 2010 г. молодыми работниками при поддержке профсоюзного комитета ОАО «НЗХК», администрации ОАО «НЗХК» и ОАО «ТВЭЛ» был организован молодежный форум «Молодежь, инновации и производство» в рамках форума «Интерра-2010», на котором молодые работники предприятий ТК ТВЭЛ и г. Новосибирска смогли обменяться информацией и опытом работы по различным тематикам: работа с молодежью, инновации в сфере автоматизации и информатизации на

производстве, ресурсосбережение, переработки промышленных отходов. В мероприятии принимало участие ~ 150 человек.

Информационное направление

Для успешного развития молодежного движения на предприятии необходимо чтобы постоянно шло пополнение и обновление состава молодежной организации, чтобы молодежная организация была открытой и доступной для каждого молодого работника. Должна постоянно происходить передача опыта работы с молодежью новым и новым молодым работникам. Одним из действенных способов для популяризации молодежного движения является создание собственного средства массовой информации (газета, сайт, форум и т.п.).

На нашем предприятии благодаря энтузиазму молодых работников, не имеющих специального (журналистского) образования, и при колоссальной поддержке профсоюзной организации и непосредственной поддержке генерального директора ОАО «НЗХК» была создана газета молодежная газета «МиКрофон». А позже молодыми работниками для удобного и быстрого доступа к информации о работе МК НЗХК был создан внутренний сайт.

Благодаря созданию молодежной газеты и сайта МК НЗХК молодежная организация получила новый толчок в развитии, увеличилось количество молодых работников желающих вступить в Молодежный комитет. На страницах газеты обсуждаются наиболее интересные для молодежи вопросы (жилье, детские сады, заработная плата, профессиональный рост, профсоюзная работа и т.д.), рассказывается о мероприятиях проводимых МК НЗХК.

Редакция газеты «МиКрофон» становилась неоднократным призером различных конкурсов проводимых среди молодежных СМИ г. Новосибирска и атомной отрасли:

- «Полярное сияние», конкурс печатных СМИ – специальный приз и приз зрительских симпатий;
- РПРАЭП, конкурс публикаций «Наш профсоюз – наша защита» – победитель конкурса;
- Федерация профсоюзов Новосибирской области – специальный приз.

Ряд мероприятий в информационном направлении направлен на молодых работников, имеющих стаж работы на предприятии 1-2 года. Для ускорения адаптации молодых работников на предприятии нами был разработан Справочник молодого работника, в котором приведена полезная информация для молодежи на следующие темы:

- структура ОАО «НЗХК» и ТК ТВЭЛ;
- подразделения ОАО «НЗХК» и их основные функции;
- производственная система Росатома;
- охрана труда и техники безопасности;
- молодому изобретателю и рационализатору;
- жилищная политика;
- цели в области качества, экологии и безопасности;
- что такое профсоюз?;
- молодежное движение.

Мы уверены, что Справочник поможет молодому работнику быстрей и результативней сделать свои «первые шаги» на пути к атомному ренессансу.

Инновации в работе с молодежью

Молодежный комитет вышел с инициативой широкого участия во внедрении проектного подхода к управлению инвестиционной деятельностью предприятия и в развертывании Производственной системы «Росатом» в ОАО «НЗХК». Это послужило поводом для встречи представителей администрации предприятия и активистов молодежного движения. По результатам встречи был определен состав рабочей группы из молодых работников, сформулированы основные задачи на первом этапе их деятельности.

Уже выполнен ряд мероприятий, который позволит наиболее эффективно и быстро привлечь молодежь к внедрению ПСР на нашем предприятии:

- молодые работники ОАО «НЗХК» принимали участие в круглом столе «Опыт организации ПСР на предприятиях атомной отрасли» в рамках форума «Молодежь, инновации, производство» (Интерра-2010);
- разработан Справочник молодого работника с разделом о ПСР;
- в рамках семинара «Адаптация молодых работников» для широкого круга молодежи был представлен опыт внедрения ПСР в ОАО «НЗХК».

Молодые работники, вошедшие в состав рабочей группы, прошли обучение на тему «Основы производственной системы «Росатом»» и полны решимости для применения полученных знаний на производстве.

ОПЫТ УЧАСТИЯ МОЛОДЕЖНОЙ ОРГАНИЗАЦИИ В ПРОФОРИЕНТАЦИОННОЙ РАБОТЕ ФГУП «ГХК»

Курнаева М.Г., Жданов Р.П., Ниткин В.Н., Тимохин В.С.
ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск
E-mail: foliant2@mcc.krasnoyarsk.su

Профессиональная ориентация, профориентация, выбор профессии или ориентация на профессию (лат. professio – род занятий и orientation – установка) – система мер, направленных на оказание помощи молодежи в выборе профессии.

На ФГУП «ГХК» работа в этом направлении осуществляется в рамках РД 156 – 2010 «Политика в области работы с молодежью ФГУП «Горно-химический комбинат», область применения этого документа охватывает как молодых работников предприятия так и потенциальный кадровый резерв – молодежь (учащиеся и студенты), проходящие обучение в профильных высших, средних и начальных профессиональных образовательных учреждений, учеников общеобразовательных учебных заведений. Основная задача молодежной политики ФГУП «ГХК» – это формирование на Предприятии системы привлечения и адаптации талантливых молодых работников.

Для решения этой задачи, ФГУП «ГХК» реализует комплекс мер по адаптации, способствование карьерному росту молодых работников предприятия и по профориентации и взаимодействию с учебными заведениями. Последний включает в себя:

- организацию взаимодействия с учебными заведениями в рамках студенческих прикладных исследований;
- совершенствование практического обучения студентов на ФГУП «ГХК»;
- заключение ученических договоров со студентами и учащимися учебных заведений;
- развитие форм стипендиальной поддержки студентов высших и средних профессиональных учебных заведений и учащихся начального профессионального образования;
- организацию системы непрерывной подготовки молодых специалистов по схеме «школа – институт – производство»;
- участие в организации и проведении специализированных олимпиад и конкурсов среди школьников, учащихся и студентов;
- содействие профессиональной ориентации учащихся средних и специальных учебных заведений, абитуриентов на получение специальностей, значимых для Предприятия;
- информирование абитуриентов и школьников – о профильных учебных заведениях и специальностях для целевого набора на Предприятие.

В настоящее время данная работа оказалась на переднем крае работы службы управления персоналом. Это обусловлено рядом причин.

Во-первых, это наличие так называемой «демографической ямы», что обуславливает снижение количества выпускников учебных заведений.

В начале 2000-х годов закрытые города почувствовали нарастание этой проблемы. Так, в 2008 году в школах г. Железногорска закончило обучение более 1600 выпускников 11-х и 9-х классов, в 2010 – 1470 школьников, а к 2014 году число выпускников опустится до 1000 (см. рисунок). В том числе из 11-х классов – до 300 школьников. Благодаря высокому уровню подготовки в школах ЗАТО г. Железногорск выпускники успешно поступают в лучшие вузы страны. Практика последних лет показала, что до 70 % этих выпускников после окончания вузов обратно родной город уже не возвращаются [1].

Кроме того, в современных рыночных условиях молодежь стала более мобильной в поисках новой высокооплачиваемой работы и успешно находит себе работу за пределами ЗАТО. Так в настоящее время до 7 тысяч жителей Железногорска ежедневно выезжает на работу в близкорасположенный краевой центр.

Вместе с тем ежегодно по разным причинам с ведущих предприятий города увольняется порядка 1000…1100 чел, в т.ч. на пенсию 400…450 чел. Анализ структуры и состава сменяемости на нашем предприятии показал, что с меньшими колебаниями, сомнениями увольняются на пенсию рабочие, труд которых сопряжен с тяжелыми условиями производства, достигшие льготного трудового стажа. На эти вакантные места руководители подразделений стараются отбирать среди кандидатов не выпускников училищ и колледжей, а опытных, квалифицированных рабочих, которые быстрее, с меньшими затратами и издержками адаптируются в новых условиях трудовой деятельности, нежели молодые и непроверенные в трудностях рабочие. Этому способствует формальное отношение руководителей при

прохождении производственной практики учащимися и студентами, что не позволяет практикантам за отведенное время достаточно эффективно адаптироваться на производстве. Это также сказывается на повышенной сменяемости среди молодых рабочих: каждый третий молодой рабочий увольняется с предприятия, не проработав на нем и 3-х лет. Притом, что руководством отрасли поставлена задача омоложения кадрового состава предприятий.

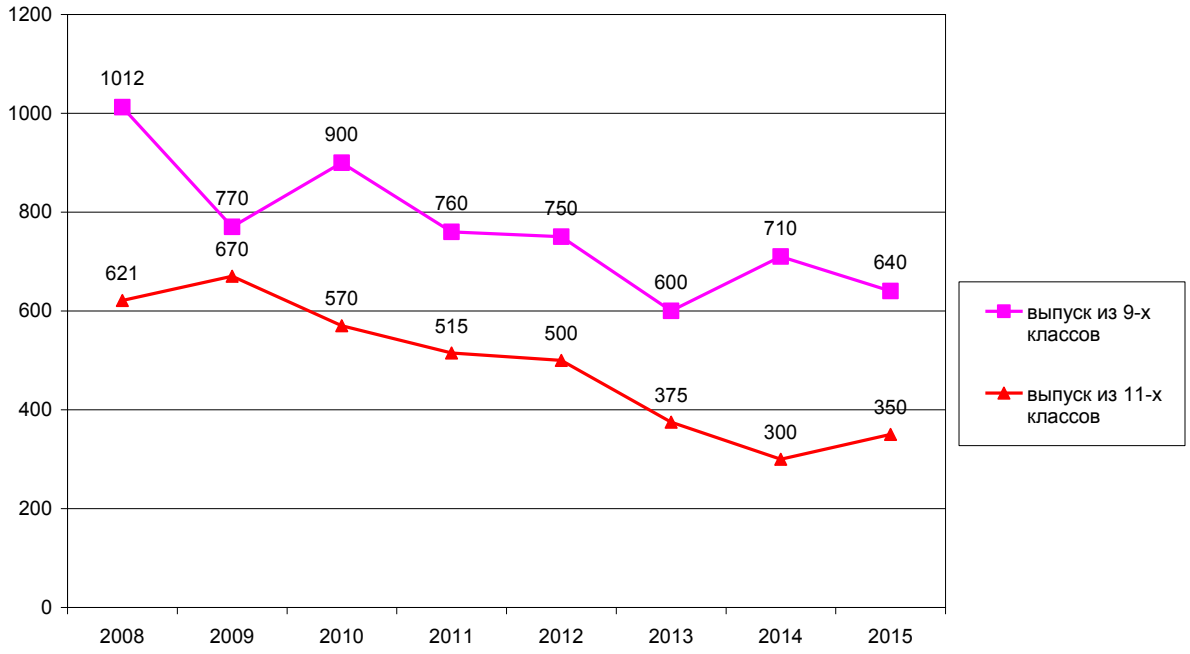


Рисунок – Динамика состава учащихся в 9-х и 11-х классах г. Железногорска

С другой стороны у профессиональных учебных заведений города также имеется ряд проблем.

Изначально, в период становления города, растущую потребность в рабочих кадрах и кадрах среднего звена успешно решали: техникум и три училища. И это было оправдано, т.к. вопросы обеспечения специалистами высшей квалификации за предприятия были решены государственным распределением. Базовые предприятия помогали становлению этих учебных заведений, а педагогические коллективы успешно использовали эту возможность, выстраивая творческую и результативную шефскую работу.

В настоящее время в городе функционирует 6 профильных учебных заведений: два начального профессионального образования, колледж и три филиала вузов. Профессиональные технические училища г. Железногорска с большим трудом выживают из-за постоянного недокомплекта учащимися школ; материальная база морально и физически устарела; педагогические кадры также постарели, притока молодежи нет из-за низкой заработной платы. В планах на 2011 год – объединение этих двух училищ.

Без радикальных подходов к решению возникших проблем в ближайшие годы остро встанет вопрос с подбором персонала. Притом, что для предприятия помимо покрытия потребности в кадрах для замещения убыли работников (вакансии на замену убывших работников), требуется набрать персонал для вновь создаваемых производств. А в целом потребность предприятий и организаций города по рабочим профессиям составляет 350…400 рабочих со специальной подготовкой (электромонтеры, станочники, сварщики, слесари и т.д.), и ежегодно требуется 175…230 специалистов с высшим образованием.

Выход из положения видится только в комплексном подходе градообразующих предприятий к привлечению молодежи работать на этих предприятиях, материальной поддержке учащихся и студентов, выплачивая им «заводские» стипендии и создавая для желающих остаться работать после окончания учебных заведений особые льготы в оплате труда, предоставляя возможность повышать свою квалификацию и решать их социальные проблемы.

Важно искать и пробовать новые формы работы в этом направлении, ведь прежние методы профориентационной работы уже могут не срабатывать и необходимо использовать новые неординарные подходы и вариативные решения.

На нашем предприятии неоценимую помощь в данном вопросе оказывает молодежная организация ГХК (МО ГХК). Именно идеи молодежи помогают найти новые интересные методы работы. Более того, МО ГХК видит профориентацию, как одно из важнейших направлений своей работы. На прошедшем в этом году ежегодном молодежном фестивале «Новый фарватер», учредителем и организатором которого является Министерство спорта, туризма и молодежной политики Красноярского края, МО ГХК выставила проект «Хочу быть атомщиком». Проект получил высокую оценку экспертов и занял первое место в представленной номинации.

В рамках проекта были обозначены основные наработки и идеи молодежной организации в этом направлении. МО ГХК принимает участие в мероприятиях, проводимых в рамках профориентационной работы предприятия, как в качестве помощников совместно с профсоюзом и подразделениями ФГУП «ГХК»; образовательными учреждениями ЗАТО Железногорск и сибирского региона; так и реализуя проекты самостоятельно.

В проекте были обозначены следующие основные задачи:

- работа с потенциальным кадровым резервом – учащимися и студентами высших, средних и начальных профессиональных образовательных учреждений, учениками общеобразовательных учебных заведений;
- профессиональная ориентация молодежи на получение специальностей, востребованных на предприятии, в том числе через вовлечение в научные и общественные мероприятия, проводимые на предприятии и на уровне города.

Для достижения этих задач был проведен ряд мероприятий:

- 28 сентября 2009. Акция «Открытый урок», приуроченная ко Дню работника атомной промышленности. Во всех школах города представители МО ГХК провели уроки-лекции о Горно-химическом комбинате и отрасли;
- январь (ежегодно). Открытые краевые «Курчатовские чтения» учащихся. Ежегодная конференция школьников города и районов края. МО ГХК традиционно выступает в числе основных организаторов;
- февраль 2010. Конференция школьников «Молодежь, интеллект, наука» на базе городской Станции юных техников. В рамках этой конференции представителями МО ГХК была впервые организована секция ФГУП «ГХК» «Атомная отрасль: история и перспективы развития»;
- 9-12 ноября 2009. Молодежная организация ГХК в третий раз организовала и провела на базе нашего предприятия «Отраслевую научно-практическую конференцию молодых специалистов и аспирантов «Молодежь ЯТЦ: наука, производство, экологическая безопасность». К участию в данной конференции привлекаются, не только молодые работники отрасли, но и студенты профильных учебных заведений страны. Студенты города Железногорска приглашаются как в качестве докладчиков, так и в качестве слушателей в рамках совместной работы предприятия и учебных заведений города;
- март 2010. Представители МО ГХК приняли участие в проведении игры-путешествия для школьников по станциям, которая прошла в 103-м Лицее «Гармония». Организовали ее специалисты отдела по связям с общественностью ГХК и посвятили юбилейным датам 2010 года: 60-летию комбината, города и 65-летию атомной отрасли России;
- лето 2009, 2010. День «ГХК» в о/л «Орбита». Данное мероприятия проходит уже 2 года подряд и стало традиционным для комбината. Основным организатором выступает Отдел по связям с общественностью, представители МО ГХК участвуют в проведении мероприятий. Основными конкурсами были: веселые старты на воде; письмо генеральному директору; поиск клада по станциям с заданиями на атомную тематику;
- июнь 2010. День молодежи. Впервые в этом году молодежная организация ГХК совместно с ОСО, ОВЭД и ПРЭХ ГХК организовала работу интерактивной просветительской палатки ФГУП «ГХК» в парке культуры и отдыха им.Кирова. На территории палатки располагались стенды, рассказывающие о деятельности предприятия в области работы с молодежью по всем направлениям. На экране большого телевизора демонстрировался фильм о Молодежной организации ГХК. Для отдыхающих были предусмотрены тематические конкурсы и другие виды активности.

Данные мероприятия являются только частью всего того, что делается в профориентацинном направлении на предприятии, они были выделены как наиболее яркие события, прошедшие при поддержке МО ГХК.

В качестве результативных характеристик проекта можно выделить следующие показатели:

- проектом охвачено не менее 700 учащихся и студентов;
- на 20 % возрос спрос на рабочие специальности в городском профессиональном лицее;
- порядка 50 человек выразили желание пройти производственную практику на ФГУП «ГХК».

Добиться таких результатов позволила реализация идей молодежной организации, нашедших выражение в мероприятиях, вошедших в проект. Систематическое проведение мероприятий проекта будет способствовать дальнейшему повышению престижа профессий и специальностей, востребованных на предприятии.

Список литературы

1 Жданов Р.П. Трудовые ресурсы закрытого города: проблемы и пути их решения // Сборник докладов «Вторая всероссийская научно-техническая конференция «Сибирь атомная. XXI век», 2010. – С. 279-286.

РЕАЛИЗАЦИЯ ПОЛИТИКИ ПО СВЯЗЯМ С ОБЩЕСТВЕННОСТЬЮ В СЕТИ ИНТЕРНЕТ И БЛОГОСФЕРЕ. РЕАГИРОВАНИЕ НА ИНФОРМАЦИОННЫЕ ИНТЕРВЕНЦИИ

Маркова К.И.[1,2]
[1]ОАО «Концерн Росэнергоатом», филиал «Калининская атомная станция», г. Удомля
[2]ГОУ ВПО «Ивановский Государственный энергетический университет имени В.И. Ленина», г. Иванов
E-mail: marcova@knpp.ru; kseniamarkova@mail.ru

Сегодня Интернет и блогосфера приобрели не только популярность у общественности, но также фактически стали особым информационным пространством, полем, «электронным средством массовой информации». Для определенных сегментов аудитории (в основном – молодежь) Интернет стал основным и зачастую единственным каналом получения информации. Таким образом, Интернет и блогосфера приобретают особую важность для реализации политики по связям с общественностью: для охвата молодежной аудитории, как внешней, так и внутренней, для развития корпоративной культуры и реализации молодежной политики в атомной отрасли, управления мнением молодежного сегмента внешней целевой аудитории.

Все большую актуальность приобретает деятельность в сети Интернет и блогосфере официальных лиц и организаций: первые лица государства, главы регионов, крупные компании, в том числе Госкорпорация «Росатом» и предприятия атомной отрасли в ее составе, ведут собственные блоги, организовывают онлайн-коммуникацию с общественностью.

В соответствии с политикой ГК «Росатом» по работе в блогосфере сотрудниками информслужб предприятий, в том числе Центра общественной информации Калининской АЭС, осуществляется постоянный мониторинг размещаемой в глобальной сети Интернет информации об атомной отрасли в целом и Калининской АЭС в частности с целью отслеживания тональности размещаемой информации, ее влияния на имидж отрасли/предприятия и предотвращения возможных информационных атак.

Темы, связанные с атомной энергетикой и АЭС вызывают повышенную активность в онлайн-сообществах, основной состав которых – молодежь. Однако эти дискуссии не концентрируются только на официальных сайтах. Преобладают высказывания в личных блогах, форумах, сообществах и социальных сетях, которые быстро и широко распространяются и могут влиять на большое число Интернет-пользователей. Значительный интерес к предприятиям проявляют региональные сообщества.

Согласно распоряжению Департамента коммуникаций Госкорпорации «Росатом», в этих сообществах необходимо присутствовать сотрудникам предприятий.

Цель работы: систематизация накопленного практического опыта по реализации политики по связям с общественностью в сети Интернет и блогосфере, представление важности и специфики работы по данному направлению.

Работа по реализации политики по связям с общественностью в сети Интернет и блогосфере Центром общественной информации Калининской АЭС имеет следующую структуру:

1) мониторинг упоминаний о Калининской АЭС в сети Интернет и блогосфере;
2) анализ собранной информации;
3) реагирование;
4) использование Интернет-ресурсов как информационных площадок.

Рассмотрим каждый из сегментов работы.

1 Мониторинг упоминаний о Калининской АЭС

Технологии мониторинга: «базы внимания», «серфинг», поисковые сервисы.

Инструменты мониторинга: операторы поиска, автоматические сервисы мониторинга и оповещения поисковых машин; мониторинг «вручную» – по заранее созданному и постоянно обновляемому перечню площадок.

Мониторинг дает базу для анализа информации, размещаемой в сети о КлнАЭС, оценки ситуации и принятия решения о реагировании.

2 Анализ

Калининская АЭС упоминается в сети Интернет и блогосфере в разном ключе, с разным тоном сообщений, по различным информационным поводам.

На этапе анализа определяется значение упоминания/группы упоминаний для имиджа предприятия (Калининской АЭС), а также принимается решение о реагировании (какие-то ситуации требуют реагирования, какие-то – нет), намечается стратегия реагирования: где, как, с какой срочностью либо частотой.

3 Реагирование на информационные интервенции

Методы реагирования на информационные интервенции в сети Интернет и блогосфере определяются особенностями коммуникации на данном виде площадок.

Особенности онлайн-коммуникации:

- мгновенность создания информационного повода, шквальное нарастание обсуждения (при наличии интереса аудитории), быстрота распространения по другим ресурсам через цитирование и гиперссылки. В этом основная причина опасности информационных интервенций и спланированных провокаций в сети Интернет;
- причина опасности Интернет-провокаций – виртуальная провокация зачастую может иметь негативные последствия в реальной жизни (наиболее показательный пример – Интернет-провокация с мнимой «аварией» на Ленинградской АЭС, 2008 г.);
- в межличностной и речевой коммуникации существуют «сильные» и «слабые» аргументы, «допустимые» и «недопустимые» приемы ведения дискуссии. В отличие от межличностной коммуникации, в сетевой дискуссии участниками активно используются как «разрешенные», так и «запрещенные» методы и приемы (такие как ложные доводы, доводы против личности, переходы на личности, ссылки на ложные авторитеты, ссылки на сведения, которые нельзя проверить и др.), «манипулятивные» технологии. Эти приемы оказываются весьма эффективными. Поэтому специалистам по работе в Интернет и блогосфере важно распознавать «запрещенные приемы» для их нейтрализации и выстраивания контраргументации.

Основные коммуникативные технологии, используемые для предотвращения провокаций в онлайн-сообществах: разъяснение и аргументация, ссылка на официальную информацию, ссылка на независимый источник либо эксперта, свидетельство очевидца, сведение к юмору, доведение до абсурда, переключение внимания.

Примечание: специалистам по работе в Интернет и блогосфере также в некоторых случаях требуется использовать «запрещенные» приемы и методы.

Рассмотрение практических примеров развития и реагирования на попытки провокации: обсуждение нештатной ситуации в сети Интернет.

Пример 1. 23 июля 2010 г. на Калининской АЭС произошла нештатная ситуация, связанная с возгоранием на ОРУ (открытое распределительное устройство выдачи мощности). В этом случае работа специалистов по связям с общественностью состояла не только в выдаче информации о ситуации в соответствии с регламентом информационного реагирования на нештатные ситуации, но также и в мониторинге неформального общения в сети Интернет с целью предотвращения распространения ложной информации и провокаций, недопущения

создания ситуации «информационного вакуума» и распространения на этой почве слухов и домыслов.

Так как официальная информация (пресс-релиз) стала единственным цитируемым источником информации, тон сообщений/обсуждений был в подавляющем большинстве нейтральным.

Однако впоследствии имел место «отложенный эффект» (рассмотрен в примере 2).

Пример 2. В связи с остановом блока № 1 Калининской АЭС 5 августа 2010 г. из-за отказа трансформатора, на региональной площадке (форум города-спутника КлнАЭС Удомли) появилось провокационное сообщение (от представителя оппозиционных сил) об «участившихся авариях на АЭС» (с упоминанием возгорания на ОРУ 23.07.2010), в котором были широко использованы явная ложь и вербальные манипулятивные технологии:

Цитата: http://second.udomlya.ru/uf/showthread.php?t=18360&page=54.

«Провокатор»: *«На станции за короткое время прошло 2 аварийных эпизода. Ни в одном официальном удомельском СМИ информации об этом так и не появилось. И даже в ведомственном «Мирном атоме». Вы считаете это нормальным?*

23 июля пожар на трансформаторе – остановлен 1-й блок.

5 августа – отказ трансформатора – остановлен 1-й блок.

Для меня, как жителя города (между прочим, всю жизнь живу в городах атомной энергетики) важно, чтобы информация об авариях на КАЭС сообщалась населению оперативно. Смерды лишены права знать, что на КАЭС происходят аварии?»

Было принято решение о реагировании – но не для «переубеждения» провокатора, а для доведения истинного положения дел до сведения остальных участников сообщества, для предотвращения формирования распространения «мифов» вокруг работы АЭС. При реагировании основной акцент делался на независимых экспертов (шкала ИНЕС, официальный сайт МАГАТЭ – для разъяснения того, что есть «авария» применительно к атомному предприятию, а что – нет, и не является опасным для населения), упоминание о сообщениях в СМИ об инцидентах, со ссылкой на официальный источник – электронную версию газеты Калининской АЭС «Мирный атом сегодня», пресс-релизы на официальном сайте Концерна «Росэнергоатом» – для предоставления свидетельства того, что «замалчивание информации» не имело места.

Ответное сообщение приведено ниже.

Цитата: http://second.udomlya.ru/uf/showthread.php?t=18360&page=54.

«Сотрудник ЦОИ КлнАЭС»: *«В газете в статье вся эта ситуация с пожаром чуть ли не по минутам расписана. Кстати, в день, как случилось, на станционном автоответчике тоже инфа была, и на оф. сайте – сразу появилась, и еще в общем, где можно было – везде было. http://knpp.rosenergoatom.ru/media/f...ma_27_2010.pdf.*

Статья на странице 3

...говорите «всю жизнь прожили в атомных городах». Если бы прожили, должны были бы знать – что такое «авария на АЭС», а что – нет.

Шкала INES вам в помощь:

В рамках шкалы события классифицируются по семи уровням: на уровнях 1-3 они называются «инцидентами», а на уровнях 4-7 – «авариями». События, не существенные с точки зрения безопасности, называются «отклонениями» и классифицируются как случаи ниже шкалы/уровень 0.

Взято отсюда (сайт МАГАТЭ): http://www.iaea.org/Publications/Fac...n/ines_rus.pdf.

И то, и другое событие, так вас напугавшее: «классифицируется нулевым уровнем (вне шкалы) по Международной шкале оценки ядерных событий INES, то есть является не существенным для безопасности станции и персонала. Радиационных последствий нет. Радиационный фон на станции и прилегающей территории остается без изменений и находится на уровне, соответствующем нормальной эксплуатации энергоблоков и не превышает естественных фоновых природных значений»

Цитата взята отсюда: http://knpp.rosenergoatom.ru/rus/pre...8-5892C7A857DB. И отсюда: http://knpp.rosenergoatom.ru/rus/pre...E-C09FFB491B59».

Ответное сообщение получило одобрительную реакцию участников местного сообщества, что доказывает, что выбранная стратегия реагирования достигла своей цели.

4 Использование Интернет-ресурсов как информационных площадок

Кроме кризисных ситуаций и намеренных провокаций, существует и постоянный интерес к атомной отрасли среди Интернет-пользователей.

На это указывают многочисленные сайты об атомной энергетике, о посещениях объектов атомной отрасли, активные обсуждения как в местных, так и глобальных

сообществах. Поэтому в Интернете необходимо активное присутствие специалистов АЭС и специалистов предприятий атомной отрасли по связям с общественностью для участия в сообществах, квалифицированных ответов на вопросы пользователей – в целях как просветительских, так и в целях предотвращения недопониманий, связанных с атомной отраслью (в первую очередь по вопросам, связанным с безопасностью).

Информационные площадки необходимо рассматривать как в сфере формального характера (официальные сайты, новостные сайты), так и неформального общения (блоги, форумы, сообщества).

Формы взаимодействия с неформальными онлайн-сообществами, практикуемые специалистами ЦОИ Калининской АЭС в качестве реализации политики по связям с общественностью в Интернет и блогосфере:

- неформальное общение в качестве участника онлайн-сообщества на глобальных и локальных площадках;
- участие в официальном отраслевом блоге (блог ядерной молодежи – «Энергичный блог»);
- личный «блог», сетевой дневник;
- участие в ЖЖ-сообществе «атомного пула» специалистов предприятий атомной отрасли – «Ядерные города».

В настоящее время, наряду с активно используемыми Центром общественной информации видами и формами федеральных, региональных и районных СМИ (печатных, аудиовизуальных, электронных), в качестве дополнительной информационной площадки можно также рассматривать и локальное Интернет-сообщество. Также, наряду с другими блогами предприятий атомной отрасли («Энергичный блог», блог Балтийской АЭС, блог СХК), рассматривается возможность создания блога нашего предприятия в сети Интернет.

В сети интранет (локальный сайт предприятия) размещен сайт директора Калининской АЭС. Он состоит из двух подразделов: «события» и «вопросы директору». Ресурс – локальный сайт КлнАЭС и сайт директора как его составная часть неизменно пользуются популярностью среди сотрудников предприятия. Об этом свидетельствует количество обращений к страницам локального сайта: 4 248 732 (данные за август 2010 г.).

Выводы

Работа по реализации политики по связям с общественностью в сети Интернет и блогосфере – одно из важнейших направлений работы предприятий атомной отрасли с целевыми группами и широкой общественностью. При выполнении этой работы эффективна координация усилий руководства отрасли – Госкорпорации «Росатом», ОАО «Концерн Росэнергоатом» и информслужб предприятий отрасли. Такая консолидация будет иметь эффект поддержки корпоративной культуры и идентичности, может быть одним из инструментов реализации молодежной политики.

Реализация политики по связям с общественностью в Интернет и блогосфере – двусторонний взаимовыгодный процесс: с одной стороны, работники предприятий, осуществляя деятельность в блогосфере, влияют на общественное мнение, формируют положительный имидж атомной отрасли, отраслевых предприятий и работы в атомной отрасли. С другой стороны – присутствие работников атомной отрасли в Интернет и блогосфере помогает общественности узнать ответы на интересующие их вопросы об атомной отрасли, возможно, «разрушить» некоторые «мифы». Присутствие «экспертов» – ценно, нужно и полезно для самих пользователей глобальной сети Интернет.

Список литературы

1 Попов А., Королева Н. Корпоративные блоги как инструмент Интернет-коммуникации. – Из материалов семинара «Подготовка работников информационных отделов и центров по связям с общественностью предприятий Росатома. Кризисное реагирование на информационные интервенции», НОУ ЦИПК, г. Обнинск, 2010 г.

2 Машина М. Аргументация в споре. – Из материалов семинара «Подготовка работников информационных отделов и центров по связям с общественностью предприятий Росатома. Кризисное реагирование на информационные интервенции», НОУ ЦИПК, г. Обнинск, 2010 г.

3 Чумиков А.Н., Бочаров М.П. Связи с общественностью: теория и практика – М: Дело, 2003. – 496 с., 16 с. вкл. – ISBN 5-7749-0293-5.

4 Калмыков А.А., Коханова Л.А. Интернет-журалистика – М.: ЮНИТИ-ДАНА, 2005. – 383 с. – ISBN 5-238-00771-X.

5 Уилкокс Деннис Л. Как создавать PR-тексты и эффективно взаимодействовать со СМИ: Пер с англ. 4-е изд. – М.: Консалтинговая группа «ИМИДЖ-Контакт»: ИНФРА-М, 2004. – XIV, 761 с. – Перевод изд.: Public relations writing and media techniques, 4th Edition/Wilcox, Dennis L. Addison-Wesley Educational Publishers, Inc., 2001 – ISBN 5-94369-020-4 (в пер.).

6 Комби Б. Защитники природы за атомную энергию: Пер. с англ. – М.: ЗАО «Атомэнерго», 2009 – 396 с. – Перевод изд.: Environmentalists For Nuclear Energy. TNR Editions, 2006. – ISBN 978-5-91706-007-1.

РАЗРАБОТКА ПЛАНА-ГРАФИКА ПОДГОТОВКИ ДИССЕРТАЦИОННЫХ РАБОТ МОЛОДЫМИ РАБОТНИКАМИ ФГУП «ГХК» НА БАЗЕ ВУЗОВ И ИНСТИТУТОВ Г. КРАСНОЯРСКА ПО ПРИОРИТЕТНЫМ ДЛЯ ПРЕДПРИЯТИЯ НАПРАВЛЕНИЯМ

Скурыдина Е.С., Жданов Р.П.
ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск
E-mail: zenav@mail.ru

В последние десятилетия на предприятиях атомной отрасли, как и во многих других областях наукоемкого производства, наблюдалось старение научных кадров и снижение приоритета науки по сравнению с другими областями деятельности молодежи. Взятый правительством курс на омоложение научных кадров уже дает первые положительные результаты, но без помощи соискателям непосредственно на предприятиях в реализации их научного потенциала, этот эффект не достигнет своего максимума. В мире инновационной экономики и научных новинок воспитание молодых ученых на своей базе становится выгодным для предприятия, так как исследования, проводимые в рамках диссертационной работы, будут закрывать «узкие» места в технологии производства и других сферах деятельности.

В 2010 году на ФГУП «ГХК» было разработано новое положение о Научно-техническом совете молодых работников предприятия (НТС МР). Одной из основных задач вновь созданного коллегиального органа является оказание содействия профессиональному росту научных кадров из состава молодых специалистов, а также консультативная помощь при поступлении работника предприятия в аспирантуру по профилю работы подразделения, в котором числится данный сотрудник. Для реализации указанной задачи НТС МР был подготовлен документ, устанавливающий перечень приоритетных для предприятия специальностей по обучению в аспирантуре и содержащий, условный алгоритм действия молодого работника предприятия, желающего пройти обучение в аспирантуре и защититься на базе диссертационных советов Красноярского края.

Выбор вузов и институтов г. Красноярска был обусловлен некоторыми немаловажными факторами, а именно:

- географическая близость г. Красноярска, возможность непосредственного общения с научным руководителем;
- перечень специальностей для обучения в аспирантуре, предлагаемый вузами и институтами г. Красноярска, полностью удовлетворяет требованиям предприятия;
- наличие у вузов и институтов г. Красноярска заочной аспирантуры, что позволит соискателю проходить обучение без отрыва от производства.

Поэтому целью настоящей работы является представление полного алгоритма действий соискателя, являющегося сотрудником ФГУП «ГХК», для определения тематики, подготовки и защиты диссертационной работы на базе вузов и институтов г. Красноярска.

Отмечено что, недостаток молодых научных кадров на предприятии наблюдается в первую очередь по технолого-химическому направлению, но также имеется нехватка высококвалифицированных научных специалистов в смежных и иных областях.

В таблице 1 представлен перечень специальностей для обучения в аспирантуре по приоритетным для Горно-химического комбината направлениям, развиваемым в Красноярском регионе.

Таблица 1 – Приоритетные направления по обучению в аспирантуре в институтах и вузах г. Красноярска.

Шифр специальности	Наименование специальности	ВУЗ, институт по направлению
01.04.14	Теплофизика и теоретическая теплотехника	Сибирский Федеральный Университет (СФУ)
02.00.02	Аналитическая химия	СФУ
02.00.04	Физическая химия	Институт химии и химических технологий СО РАН (ИХХТ СО РАН)
		Сибирский государственный технологический университет (СибГТУ)
		СФУ
03.00.16	Экология	Красноярский государственный педагогический университет (КГПУ)
		СибГТУ
		Институт вычислительного моделирования СО РАН (ИВМ СО РАН)
		СФУ
03.00.18	Гидробиология	СФУ
05.13.01	Системный анализ, управление и обработка информации (по отраслям – атомная отрасль)	СФУ
		ИВМ СО РАН
05.13.06	Автоматизация и управление технологическими процессами и производствами (по отраслям - атомная отрасль)	СибГТУ
05.13.13	Телекоммуникационные системы и компьютерные сети	СФУ
05.17.02	Технология редких, рассеянных и радиоактивных элементов	ИХХТ СО РАН
08.00.10	Финансы, денежное обращение и кредит	СФУ
08.00.12	Бухгалтерский учет, статистика	
22.00.08	Социология управления	
25.00.22	Геотехнология (подземная, открытая, строительная)	ИХХТ СО РАН

Дополнительно можно пройти обучение в заочной аспирантуре, без отрыва от производства, по специальности 05.14.03 «Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации», postgraduate образование по указанному направлению проводится на базе Томского политехнического университета.

Таким образом, можно сделать вывод о том, что практически весь перечень актуальных для предприятия специальностей представлен в вузах и институтах города Красноярска, что значительно упрощает процедуру поступления и сам учебный процесс. Следует отметить, что по ряду направлений можно выбрать наиболее приемлемый для соискателя ВУЗ или институт, так как многие специальности дублируются.

С целью доведения актуальной информации о направлениях и этапах учебы в аспирантуре, НТС МР разработан подробный план-график подготовки диссертационной работы, который поможет сориентировать соискателя и дать полное представление обо всех этапах подготовки и защиты диссертационной работы, а также некоторых аспектах подготовки диссертации на предприятиях атомной отрасли. План-график представлен в виде пошаговой инструкции и содержит 50 основных мероприятий, которые должен выполнить соискатель от поступления и до окончания аспирантуры.

Также для более наглядного представления, на основе план-графика подготовлена укрупненная блок-схема, в краткой форме описывающая основные этапы подготовки и защиты диссертационной работы.

В связи с постоянным изменением нормативных актов касающихся подготовки и защиты диссертационной работы, разработанный НТС МР документ будет по мере необходимости дополняться и изменяться не менее одного раза в год.



Рисунок – Блок-схема основных этапов процесса подготовки и защиты диссертационной работы

ЭФФЕКТИВНОЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ЧЕЛОВЕЧЕСКОГО КАПИТАЛА КАК ФАКТОР УСТОЙЧИВОГО КОРПОРАТИВНОГО РАЗВИТИЯ ОАО «СХК»

Смирнова Т.Л.
ФГОУ ВПО «Северский технологический институт» НИЯУ МИФИ, г. Северск
E-mail: CTL@2002.mail.ru

В современных условиях институциональных и структурных изменений российской экономики все большую значимость имеют технологии управления персоналом предприятий ядерного ТЭК для роста производительности труда за счет внутренних резервов. Новые направления в исследовании моделей экономического роста предприятий ядерного ТЭК, источников и факторов повышения их эффективности в экономической деятельности делают акцент на управление человеческими ресурсами как доминантной концепции достижения долгосрочной стабильности и устойчивого экономического развития. Необходимость постоянной работы совершенствования системы управления персоналом предприятий ядерного ТЭК предопределяет разработку комплексных мер, направленных на повышение эффективности общей системы управления, реализацию новых форм и методов управления персоналом, которые снижают себестоимость продукции, улучшая финансово-экономические показатели.

С усилением процессов глобализации и интернализации национальной экономики важным направлением повышения конкурентоспособности предприятия ядерного ТЭК на рынке является совершенствование модели его хозяйственной деятельности через формирование системы корпоративного обучения персонала. Ведущие предприятия этой отрасли в современной конкурентной борьбе делают выбор в пользу сохранения и накопления человеческого капитала. В российской экономике формирующиеся тенденции преодоления экономического кризиса 2008-2009 г., сохранение депопуляционного тренда рождаемости, неэффективная миграционная политика предопределяют рост спроса на высококвалифицированных специалистов и усиление межотраслевой конкуренции предприятий за их привлечение.

Современный подход к ресурсной модели предприятия ядерного ТЭК ориентирован на использование систем и моделей управления ресурсами через повышение эффективности бизнес-процессов. Система корпоративного обучения персонала позволяет решить комплексно вопросы стратегического управления профессиональной компетенцией специалиста и повысить конкурентоспособность предприятия на рынке. Мониторинг профессиональной компетенции специалистов позволяет предприятию отслеживать «растущих специалистов», «замерших специалистов» и «движущихся вниз». Своевременное принятие мер предприятием по повышению профессиональной компетенции персонала, реализация программ корпоративного обучения позволяет организовать бизнес-процессы на более высоком уровне корпоративной культуры.

Крупные предприятия ядерного ТЭК России в первую очередь начинают испытывать недостаток инновационного развития, из-за сокращения доли молодежи в структуре предложения рабочей силы и увеличения среднего возраста персонала. На рынке эти предприятия теряют свою конкурентоспособность из-за морального и физического устаревания персонала, снижения мотивации его труда. В современной национальной экономике система корпоративного образования находится в стадии формирования, осознание ценности человеческого капитала как стратегического ресурса в конкурентной борьбе вызвано усилением влияния демографического фактора на рынок рабочей силы. В России корпоративная система подготовки специалистов предприятий ядерного ТЭК более гибкая, включает в себя инновационные образовательные технологии и дифференцируется на региональном уровне.

Эволюция зарубежных концепций управления человеческими ресурсами развивалась в направлении от открытой системы организации к закрытой, и от рационального к социальному. Именно развитие влияния социального фактора на организацию, позволило строить ее целевую функцию не механически, а осмыслено. Современная практика управления персоналом предприятий ядерного ТЭК опирается на исследование организационно-технических отношений природы и человека, социально-экономических отношений в социальных группах, социально-психологических отношений, обусловленных поведенческими моделями человека. Среди разных научных управленческих школ в работе с персоналом на предприятиях ядерного ТЭК остаются значимыми, такие как американская и японская. Эти научные управленческие школы отличаются в работе с персоналом методами, формами, механизмом принятия

управленческого решения, методологией исследования общественных процессов, но объединены высокой эффективностью экономической деятельности реализующих их предприятий.

Управление персоналом предприятий ядерного ТЭК представляет собой целенаправленную деятельность руководства, осуществляемую для максимального соответствия между формальными профессионально-квалификационными требованиями и личностными качествами, ориентацией сотрудников. Под персоналом предприятия понимают общность людей, объединенных системой профессионально-должностных позиций для выполнения основной цели организации. На предприятии работники объединены в коллектив на трех уровнях. Высшим уровнем объединения работников является весь коллектив предприятия. Промежуточный уровень представлен вторичным коллективом работников. Это коллективы цехов, лабораторий, отделов. Нижний уровень объединения работников представлен первичным коллективом с устойчивыми межличностными отношениями. Структура коллектива предприятия представляет собой набор социальных статусов работников. Управление развитием социального компонента предприятия является основой социальной эффективности через мониторинг, анализ интеграционных и ценностно-ориентированных процессов, стимулирование и мотивацию трудовой активности коллектива.

Управление человеческими ресурсами предприятия ядерного ТЭК тесно связано с инновационными процессами, которые вносят радикальные изменения в формы организации труда, содержание процессов труда, методов и стимулов приобщения человека к труду. На предприятиях ядерного ТЭК встречаются типичные ограничения, препятствующие эффективной работе коллектива, такие как недостаточный уровень компетентности руководителя, неэффективные методы принятия управленческих решений, низкие творческие способности коллектива, закрытость и конфронтация сотрудников, непродуктивные отношения друг с другом. Непрерывная работа с персоналом – это способ преобразования регулирующей составляющей управленческого процесса на предприятии. Технологии управления персоналом предприятия включают в себя совокупность социально-экономических методов воздействия управляющей системы на управляемую подсистему с целью повышения эффективности целевой функции организации за счет совершенствования кадрового состава и формирования коллектива предприятия, адаптированного к требованиям социально-экономической ситуации.

Работа с коллективом предприятия ядерного ТЭК представляет собой анализ и преодоление трудностей в межличностных отношениях, снижающих общую эффективность экономической деятельности предприятия. Работа с персоналом в рамках производственно-функциональной структуры – это управление отношениями в целевых группах и производственных подразделениях, созданных согласно штатному расписанию. Эта работа в процессе формирования структуры коллектива связана с проектированием профессиональной и организационной структуры, подбором, расстановкой кадров, стимулированием и мотивацией работников к труду.

Современным направлением работы с персоналом на предприятиях ядерного ТЭК является прогнозирование потребности в специалистах по профессионально-квалификационным группам, планирование структуры работников для конкретных производственных звеньев, планирование форм и методов подготовки, переподготовка и повышение квалификации персонала на предприятии. Предприятия ядерного ТЭК ориентированы на классический подход в управлении персоналом, ограничиваясь совершенствованием методов и технологией управления. В работе с персоналом предприятия можно выделить элементы, формирующие систему работы с кадрами: подбор, найм, развитие, мотивацию, высвобождение.

Большинство предприятий ядерного ТЭК сталкиваются с трудностями эффективного использования знаний работников, социально-личностного и творческого потенциала своих сотрудников, в то время как зарубежные предприятия главный акцент в технологиях управления персоналом делают на развитие элементов творческого труда, рост кадрового потенциала и инновационные подходы управления персоналом. Общей чертой для российских и зарубежных предприятий ядерного ТЭК в работе с персоналом остается активность воздействия управляющей системы и ее ведущее начало в работе с персоналом.

Ключевым вопросом в работе с персоналом на предприятиях ядерного ТЭК является неэффективное управление компетенцией работника. Российские предприятия ядерного ТЭК сталкиваются с ростом среднего возраста работника, что негативно сказывается на восприимчивости специалистов к инновациям. На предприятиях происходит профессиональное «устаревание» работников, которое связано с отставанием знаний специалиста в данной области от общего уровня развития современной науки. На российских предприятиях ядерного

ТЭК при неэффективных программах повышения квалификации возникает «устаревание» работника по должности, которое вызвано снижением знаний из-за сдерживания развития старыми должностными инструкциями. Предприятия ядерного ТЭК страдают, прежде всего, от консервативных работников, которые формально участвуют в инновационных процессах и изменениях структуры трудового коллектива. В работе с персоналом предприятий отрасли для повышения производительности труда необходимо сочетать традиционные и принципиально новые подходы, включающие в себя системность и комплексность воздействия на работника коллективной и индивидуальных форм работы в рамках теоретически обоснованной концепции «человеческого». Данная концепция основана на признании экономической целесообразности инвестиций в подбор персонала, непрерывное обучение и выявление качеств, которые способствуют профессиональной деятельности.

Отличительными особенностями концепции «человеческого капитала» являются экономические критерии для оценки роли человеческого фактора в производстве, такие как необходимость обеспечения соответствия уровня квалификации сотрудников требованиям предприятия, бюджетирование и контроль распределения издержек на переподготовку рабочей силы через создание эффективной системы мотивации сотрудников, усиление чувства принадлежности сотрудников к организации, определение приоритетных направлений в работе с персоналом на предприятии.

Российские предприятия ядерного ТЭК в большей степени ориентированны на элементы японской системы управления персоналом, максимально эффективно концентрируют и используют внутренние ресурсы за счет развития кадрового потенциала, повышения образовательного и личного потенциала работника. Японский стиль управления персоналом повышает мобильность предприятия, связывая внутренние ресурсы и его внешнюю среду. Технологии работы с персоналом предприятия японской системы управления ориентированы на получение стратегических преимуществ, формируя групповое и индивидуальное поведение сотрудников, раскрывают творческий потенциал в ходе системы «пожизненного найма».

ОАО «Сибирский химический комбинат» является крупным и уникальным предприятием ядерной энергетики России. Основной деятельностью предприятия с уникальным ядерно-технологическим циклом, куда входят несколько заводов, научно-исследовательский и конструкторский институт, а также вспомогательные подразделения, является производство ядерного топлива для атомной энергетики. Предприятие реализует кадровую политику, обновляя коллектив работников за счет молодых специалистов, реализуя непрерывную систему повышения квалификации производственного и управленческого персонала на основе разных форм обучения. Руководители предприятия и его подразделений используют традиционные и нетрадиционные формы повышения квалификации, управления человеческим капиталом. Социально ориентированная политика предприятия реализуется в моделях бюджетирования расходов на персонал в области кадровой политики, благотворительности, охраны здоровья и труда. На предприятии особое внимание уделяется вопросам морального и физического «устаревания» персонала, снижения среднего возраста работника через систему стимулирования выхода на пенсию. Для привлечения молодых специалистов реализуются специальные профессионально и социально направленные корпоративные программы строительства жилья, поддержки спортивного образа жизни, реализации лидерских качеств молодежи, формирования кадрового резерва и другие. Современная кадровая политика предприятия дополняется эффективной социальной политикой, направленной на удовлетворение социальных потребностей работников, обеспечение определенных социальных стандартов уровня и качества жизни, профессионального роста специалистов.

Список литературы

1 Выбор профессии: чему учили и где пригодились. – М.: ГУ ВШЭ, 2009. – 61 с.

2 Капелюшников Р.И. Конец российской модели рынка труда? / Р.И. Капелюшников. – М.: ГУ ВШЭ, 2009. – 80 с.

3 Лукьянова А.А. Отдача от образования: что показывает метоанализ / А.А. Лукьянова. – М.: ГУ ВШЭ, 2010. – 57 с.

4 Официальный сайт СХК [Электронный ресурс] http://www.atomsib.ru.

5 Рощин С.Ю. Кто преодолевает «стеклянный потолок?» вертикальная гендерная сегрегация в российской экономике / С.Ю. Рощин, С.А. Солнцев. – М.: ГУ ВШЭ, 2006. – 35 с.

СОВЕТ МОЛОДЕЖИ ОАО «ВНИИНМ»

Солодовников Л.Н., Лесин В.В., Майников Е.В., Медкова М.В.
ОАО «Высокотехнологичный научно-исследовательский институт неорганических материалов», г. Москва
E-mail: vllesin@rambler.ru

Научно-исследовательский институт неорганических материалов был создан в 1945 году для решения материаловедческих и технологических проблем разработки ядерного оружия. Со временем тематика работ Института расширилась и одним из основных направлений стало направление мирного использования атомной энергии.

Сегодня ОАО «ВНИИНМ» является одним из ведущих НИИ отрасли и головной организацией Росатома по проблемам материаловедения и технологий ЯТЦ, технологий обращения с делящимися и ядерными материалами оборонного назначения. Институт располагает обширной собственной исследовательской, экспериментальной и производственной базой.

По направлениям деятельность Института делится на:

- ядерное топливо, конструкционные материалы и тепловыделяющие элементы;
- переработка отработавшего ядерного топлива и обращение с радиоактивными отходами;
- материаловедение, металлофизика, технология делящихся, ядерных и конструкционных материалов, в том числе оборонного назначения;
- низкотемпературные и высокотемпературные сверхпроводящие материалы;
- технологии создания и обработки металлов, сплавов, композитных материалов;
- разрушающие и неразрушающие методы анализа;
- метрологическое обеспечение;
- нанотехнологии.

Ближайшие перспективы:

- разработка, обоснование и внедрение конструкционных, топливных материалов, ТВЭЛов и технологий нового поколения для быстрых, тепловых и газовых реакторов;
- проведение комплекса работ по таблеточному топливу, циркониевым оболочкам и комплектующим ТВС, обеспечение надежной и безопасной эксплуатации ТВЭЛлов на основе оксидного уранового топлива для топливных циклов АЭС высокого выгорания.

В настоящее время в Институте работает 329 молодых работников (в возрасте до 35 лет). Из них на руководящих должностях занято 39 человек.

Совет молодежи

Совет молодых ученых и специалистов (СМУиС) ОАО «ВНИИНМ» был создан в 1997 году приказом по институту. СМУиС объединяет работников института, не достигших 35-летнего возраста и имеющих высшее образование. Председатель СМУиС назначается приказом по представлению общего собрания молодежи института.

Однако мы сочли, что нужно объединить всю работающую молодежь института, в том числе и не имеющую высшего образования, и поэтому СМУиС постепенно трансформируется в Совет молодежи (СМ), который действует на основании Положения и объединяет в своем составе ВСЕХ работников института в возрасте до 35 лет.

Основными задачами СМ являются: организация работы по активизации участия молодых ученых и специалистов в научной, производственной и общественной жизни института; развитие молодежного творчества в области науки и техники; защита интересов молодых ученых и специалистов института.

Совет молодежи состоит из Председателя, заместителя Председателя , а также рабочей группы из наиболее инициативных молодых ученых и специалистов, представляющих в составе СМ все отделения института. Председатель СМ входит в состав Научно-технического Совета ВНИИНМ. В Профсоюзном Комитете института СМ также имеет своих представителей.

С целью повышения активности молодежи в научно-производственной и общественной жизни института, сохранения и поддержания научного потенциала института на современном уровне, при непосредственном участии СМ, проводится целенаправленная работа по привлечению в институт молодых специалистов и их закреплению в институте. В этих целях были разработаны, документально оформлены и претворены в жизнь мероприятия, включающие дополнительные творческие и экономические стимулы, как для молодых специалистов и ученых института, так и для подразделений, принимающих в свои ряды

выпускников вузов, с осуществлением дальнейшего контроля за соблюдением прав и интересов молодежи и содействием их профессионального роста.

Во ВНИИНМ на постоянной основе действует «Положение о порядке отбора и приема на работу в институт молодых специалистов, окончивших высшие учебные заведения», которым устанавливается порядок отбора молодых специалистов из вузов, приема их на работу в институт.

В институте активно применяется «Положение по закреплению молодых специалистов», которым предусматривается трудоустройство молодых специалистов по специальности, полученной ими в ВУЗе, привлечение их к участию в различных конференциях, семинарах, в работах по международному сотрудничеству и т.д. Введенное в действие «Положение о порядке выплаты вознаграждения за выслугу лет работникам ВНИИНМ» предусматривает выплату ежемесячного вознаграждения за выслугу лет молодым специалистам уже с первого года работы в институте, в то время как остальным работникам вознаграждение начинает выплачиваться после 3-х летнего стажа работы в институте.

Совместным решением дирекции института, профсоюзного комитета и СМ реализуется «Положение о стажировке студентов и учащихся», также готовится положение о наставничестве.

В институте ежегодно проводится конференция «Бочваровский конкурс» лучших НИОКР молодых специалистов и ученых до 35 лет с целью развития их творческой активности в области науки и техники. Лауреатам конкурса, занявшим первое, второе и третье места, устанавливаются стипендии имени академика А.А. Бочвара, выплачиваемые ежемесячно в течение года. Авторы лучших докладов, представленных на конкурсе, направляются для их представления на международных и российских конференциях и публикуются в ведущих научных журналах. Победители Бочваровского конкурса выступают со своими докладами в молодежной секции организуемой СМ международной конференции Материалы ядерной техники (МАЯТ), проводимой ОАО «ВНИИНМ» совместно с Госкорпорацией «Росатом» на базе отдыха «Агой-ВНИИНМ» (г. Туапсе). Все доклады, представленные на конференции МАЯТ, публикуются в отдельном выпуске журнала «Вопросы атомной науки и техники» (ВАНТ).

Для оперативного решения проблем молодежи СМ организует встречи молодых ученых и специалистов с директором института. В ходе проведения таких встреч, в неформальной обстановке, директору можно задать любой вопрос, обозначить интересующую проблему или сделать предложение по улучшению работы института.

СМ ВНИИНМ также принимает участие в повышении квалификации молодых ученых и специалистов института, способствуя формированию кадрового резерва предприятия. Совместно с отделом кадров института молодежь направляется на различные курсы, в том числе касающихся вопросов управления предприятием и повышении квалификации для владеющих иностранными языками.

Функции тематических секций СМ

Каждый член СМ ОАО «ВНИИНМ» отвечает за выполнение следующих функций, согласно секции, в состав которой входит:

1) организационно-информационная секция;
2) научно-производственная секция;
3) культурно-массовая секция:
   а) культурно-массовое направление;
   б) спортивное направление;
4) социально-бытовой сектор:
- участие в распределении социальных льгот.

За последнее время СМ принимал участие в следующих мероприятиях

1 В работе с документами:

- утверждено новое положение о Совете, подготовлено и передано на рассмотрение в администрацию новое положение о материальном стимулировании;
- подготовлено, представлено и передано на рассмотрение в администрацию института предложение по обновлению кадрового состава ОАО «ВНИИНМ»;
- участие в работе над Планом мероприятий по созданию системы привлечения и удержания молодых научных кадров на период 2009-2014 г.;
- участие в деятельности Рабочей группы по кадровому обеспечению работы институтов (вузов) и актуальными направлениями задельных и поисковых исследований.

2 Организовал участие молодых работников института в молодежных конференциях:

- Всероссийская молодежная школа – конференция «Современные проблемы материаловедения», посвященная 100-летию кафедры «Металловедения цветных металлов» МИСиС, прошедшая в республике Абхазия;
- Восьмая научно-техническая конференция «Молодежь в науке», состоявшаяся в ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ», г. Саров;
- Всероссийская школа для молодежи «Реакторы на быстрых нейтронах», состоявшаяся в г. Обнинске;
- Отраслевая научно-практическая конференция «Молодежь ЯТЦ: наука, производство, экологическая безопасность», состоявшаяся в ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск, Красноярский край;
- конференция Молодежного отделения Ядерного общества России (МОЯОР), г. Екатеринбург;
- конференция молодых специалистов в ОКБ Гидропрессе, г. Подольск;
- экологический форум МОЯОР, г. Славутич, республика Украина;
- выставка «Молодежная ЭКСПО-2010», г. Москва;
- организована командировка молодых сотрудников на базу отдыха «Агой» для помощи в проведении строительно-ремонтных работ с целью подготовки базы к летнему отпускному сезону и к предстоящей конференции МАЯТ-2010;
- совместное заседание СМ ОАО «ВНИИНМ» и СМУиС ОАО Гиредмет, г. Москва;
- конференция: «Работа с молодыми специалистами на предприятиях научно-промышленного комплекса Москвы: проблемы, пути развития». «ОКБ Сухого».

3 Участвовал в общественной жизни г. Москвы и занимался привлечением молодых сотрудников в Институт:

- участие в работе региональной и отраслевой Молодежной комиссии;
- участие в ярмарках вакансий, прошедших в профильных вузах;
- в институте организованы филиалы кафедр МИФИ, МИСиС, а также комплексный филиал кафедр РХТУ имени Д.И. Менделеева и МГАТХТ имени М.В. Ломоносова;
- создан перспективный Центр «Функциональные и конструкционные материалы атомной отрасли», участники 9 вузов;
- прием на преддипломную практику студентов во ВНИИНМ по требующимся для института специальностям;
- помощь в распространении информации о проведении ГК «Росатом» конкурсов работ молодых работников отрасли;
- участие в работе профсоюзного актива;
- спорт, туризм, вопросы, связанные с деятельностью молодежи.

Таким образом, можно отметить, что работа Совета молодежи высокотехнологического научно-исследовательского института неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара поставлена на достаточно высоком уровне. Мы достигли определенных успехов в части привлечения молодежи на работу в институт, активно и успешно участвуем в общественной и научной жизни нашей отрасли и страны в целом, сотрудничаем с молодежными организациями предприятий других отраслей промышленности.

Но вместе с тем, у нас есть и проблемы. И главными из них, пожалуй, являются предоставление молодежи конкурентоспособных условий труда и обеспечение ее собственным жильем, что сегодня весьма затруднительно в таком мегаполисе как Москва.

Но у нас, с вовлечением нашего института в Топливную компанию «ТВЭЛ», начинает появляться уверенность в том, что большинство проблем и вопросов мы сможем решить. А решение проблем, которые решить мы все-таки не сможем, будет осуществляться с помощью руководства ТК «ТВЭЛ».

Дорогу осилит идущий!

ПОЧЕМУ НЕОБХОДИМО СОХРАНЯТЬ ЯДЕРНЫЕ ЗНАНИЯ И УПРАВЛЯТЬ ИМИ

Холев В.В., Мурогов В.М.
«Обнинский институт атомной энергетики» НИЯУ МИФИ, г. Обнинск
E-mail: vickholev@yandex.ru

Накопление ядерных знаний, происходило при значительной государственной поддержке. Многие из них сегодня не имеют большой коммерческой потребности, поэтому сейчас существует опасность навсегда потерять некоторые из этих знаний. Ниже перечислены основные причины, по которым нельзя допустить утрату ядерных знаний.

Исключительная длительность жизненного цикла ядерных установок

Независимо от роста или спада ядерной энергетики, существующие установки будут функционировать до тех пор, пока они будут оставаться экономически выгодными объектами. Полный срок службы атомных электростанций составляет более 100 лет, включая стадию вывода из эксплуатации, которая продлиться несколько десятков лет. Это требует передачи ядерных знаний и опыта для успешного управления установкой на протяжении нескольких поколений.

Безопасность

В ЯЭ слишком высокая стоимость риска ядерной аварии в результате некомпетентности или потери ядерных знаний, как из-за высокой стоимости объекта, так и последствий для населения и окружающей среды.

Речь идет не только о последствиях крупнейших ядерных аварий в прошлом (Чернобыльской (1986 г.), три – Майл Айланд (1979 г.), Челябинской («Маяк», 1957 г.) и т.п.), но и «рутинных» ошибок, связанных с задачей правильного выбора стратегии, конструкции и режима эксплуатации ЯЭУ.

Ядерные отходы и ОЯТ

В этом случае речь идет о передаче знаний и технической информации (что? где? когда?) на столетия, т.е. более чем на десятки поколений профессионалов. Ошибки или некорректность в сохранении и передаче информации (а не только знаний) в этом случае будет представлять реальную угрозу для будущих поколений (человеческие, экономические и экологические потери).

Современные проблемы энергетики

Несмотря на многообразие и различие сценариев будущего энергетического развития, есть ряд факторов, из которых исходят все прогнозы:

- рост населения и глобального энергопотребления в мире;
- ужесточающаяся конкуренция за ограниченные и неравномерно размещенные ресурсы органического топлива;
- нарастающая зависимость от нестабильной ситуации в районах стран – экспортеров нефти;
- нарастающие экологические ограничения;
- необходимость сокращения различия в энергопотреблении богатейших и беднейших стран.

Ядерные технологии – гарант экономической безопасности

Ядерные технологии – не только и не столько элемент энергетического рынка: это основа ядерной науки и технологии, которые «пронизывают» и определяют социально-политическую и технико-экономическую жизнь государства:

- «ядерная» медицина: новый уровень диагностики и лечения важнейших заболеваний: сердечнососудистых, раковых и т.д.;
- повышение эффективности сельского хозяйства и улучшения качества питания, в т.ч. консервация продуктов питания;
- ядерно-физические методы повышения уровня контроля качества в промышленности:
- развитие науки на основе ядерно-физических методов и приборов – лазеров, ускорителей, изотопов.

Масштабный ввод АЭС опасен без тщательной проработки и анализа:

- организационных возможностей;
- потребности в кадрах;
- стратегии управления знаниями;
- методологии управлением знаниями;
- рисков от потерей компетенций.

Развитие атомной науки, техники и промышленности в начале нового века совпало с осознанием угроз:

- старения кадров, и как следствия – потери ядерных знаний;
- деградации технологических навыков и потери «know-how»;
- возможной деградации безопасности и снижения (исчезновения) инновационного потенциала.

Какие ядерные знания, опыт, технологии и конструкторские разработки подлежат сохранению?

Важно не то, что можно сделать, а то, без чего нельзя развить полномасштабную ядерную энергетику.

Реакторы на быстрых нейтронах в замкнутом топливном цикле

Полномасштабное развитие ЯЭ, способное решить проблему стабильного энергетического развития, возможно только в рамках замкнутого топливного цикла с использованием быстрых реакторов-размножителей.

Научно-исследовательские разработки БР ведутся уже более 60 лет. В 1944 г. Э. Ферми определил концепцию развития БР, в 1946 г. был запущен первый экспериментальный быстрый реактор с плутонием (Climentina, США).

Это потребовало передачи знаний внутри, как минимум, трех поколений исследователей. Там, где это не было осуществлено (например, в США), знания и опыт в области технологии БР и замкнутого ЯТЦ в значительной мере утеряны.

Потеря знаний и опыта в этой области – не просто «прямая» экономическая потеря

Это реальная научно-технологическая катастрофа, связанная с потерей научных школ:

- профессиональных и компетентных кадров;
- системы высшего образования в этой области (прежде всего профессорского и исследовательского состава);
- экспериментальной базы;
- потеря связи между поколениями исследователей и отсутствие молодой поросли ученых.

Восстановление этих потерь (если оно вообще возможно!) потребует десятилетий упорных усилий со стороны государства.

Список литературы

1 Воропаев А.И., Мурогов В.М. Ренессанс ядерной энергетики невозможен без сохранения ядерных знаний и опыта / Бюллетень по атомной энергии, 04.2007. – М., 2007. – 6 с.

2 Воропаев А.И., Мурогов В.М. Все не так плохо, все еще хуже / Атомная стратегия, 05.2006. – № 22. – М., 2006. – 5 с.

3 Мурогов В.М., Пономарев-Степной Н.Н. Ядерные технологии – гарант стабильности развития России / Ядерный контроль. – № 2 (176). – М., 2005. – 6 с.

ФОРМИРОВАНИЕ ИСТОРИЧЕСКОЙ И ОБРАЗОВАТЕЛЬНО-ПРОСВЕТИТЕЛЬСКОЙ БАЗЫ ЗНАНИЙ ПО АТОМНОЙ НАУКЕ И ТЕХНИКЕ

Царапкин И.П.
ФГУП ГНЦ РФ «Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского», г. Обнинск
E-mail: tric@mail.ru

Важность проблемы сохранения и передачи ядерных знаний, подготовки нового поколения специалистов для НИИ, КБ, АЭС, регулирующих органов и особенно преподавателей вузов сегодня осознана в странах, активно развивавших ядерную отрасль в 60-80-е годы прошлого столетия. Еще более остро проблема «ядерных» компетенций стоит в развивающихся странах, где ожидается резкое увеличение ядерных мощностей. В ряде стран разработаны и реализуются специальные программы.

Накопление ядерных знаний в нашей стране происходило при значительной государственной поддержке. Многие из них сегодня не имеют большой коммерческой

потребности. Существует опасность навсегда потерять некоторые из этих знаний. Сегодня сохранение и передача ядерных знаний в России – не локальная, узкоспециальная проблема атомной отрасли, а глобальная задача государственного уровня.

Основные цели проекта

1 Используя все доступные источники, собрать, систематизировать и аккумулировать на единой распределенной платформе максимально возможное количество исторических, информационных и учебных материалов.

2 Заложить основу для создания в России Интернет-портала, посвященного ядерному образованию. Созданы и быстро развиваются европейская (ENEN) и азиатская (ANENT) ядерные сети. В данном вопросе явно видно отставание нашей страны. В прошлом году подписано 21 межправительственное соглашение по использованию российских ядерных технологий за рубежом. Все они содержат разделы «Подготовка кадров». Налицо явная потребность создания единого информационного пространства соответствующих организаций стран СНГ, ЕврАзЭС, Азии и Восточной Европы:

3 Создать первую очередь учебных курсов, лекций и материалов нового поколения для студентов и молодых преподавателей ядерных кафедр, в дальнейшем поддерживать их в актуальном состоянии и расширять.

4 Убедить различные слои общества в стратегической важности ядерных технологий для развития нашей страны и неизбежности их внедрения (социально-политическая и экономическая роль ядерных технологий).

5 Консолидировать усилия по созданию единого информационного пространства Национального исследовательского ядерного университета (НИЯУ МИФИ) и входящего в его состав Международного центра ядерных знаний и образования.

6 Привлечь талантливую молодежь в ядерную отрасль и создать все необходимые условия для работы молодых специалистов.

7 Подготовить информационные материалы (видеофильмы, буклеты, плакаты), которые в интересной, доступной и наглядной форме популяризуют знания о базовых физических и технических принципах широкого спектра ядерных технологий, результаты, перспективы и важность их развития для обеспечения энергетической и социально-политической безопасности страны.

Основные источники информации

- предприятия отрасли;
- архив в городах Красногорск, Белые Столбы;
- ядерные вузы;
- правоприемники студий «Школфильм», «Научфильм», «Союзвузфильм»;
- зарубежные «ядерные» университеты и компьютерные сети;
- МАГАТЭ;
- зарубежные ядерные центры и корпорации (The Nuclear Energy Institute (NE), AREVA, BNFL, EdF, World Nuclear Association, Westinghouse и др.).

Крупнейшие ядерные корпорации мира ведут постоянную работу с молодежью. Например, из Англии мы получили 6 дисков для детей, где в игровой форме рассказывается о том, что такое энергия, как работает атомная станция. В США Департамент энергетики регулярно обновляет книгу «Запряженный атом». В ней наглядно и популярно рассказывается о многих аспектах атомной энергетики. Должна быть подготовлена аналитическая справка с перечнем материалов, которые надо запросить (закупить). Они нужны как аналоги и источники идей.

Старые учебные фильмы для вузов и системы повышения квалификации

Менее понятна ситуация с научно-популярными фильмами и фильмами для вузов. Нам не удалось найти полного перечня этих фильмов. На прямой запрос к правопреемникам указанных студий с просьбой прислать список фильмов по физике, химии и энергетике ответил только ФГУП Фильмофонд киностудии «Ленфильм».

Некоторую информацию можно получить, анализируя электронные библиотеки вузов и колледжей, в том числе в бывших республиках СССР, файлообменники в Интернете. Мы пришли к выводу, что таких фильмов по всем областям науки и техники в 1965-1989 годы. было создано не менее 5000. Просмотр небольшой их части привел к выводу, что многие из них не потеряли ценности и сегодня.

«Живая история»

«Живая история» – видеозаписи людей, стоявших у истоков ядерной энергетики, атомного флота, космоса, ядерной медицины. Если не создать этих фильмов сейчас, будет упущена уникальная возможность донести до молодежи то, что она обязана знать, кем и чем

она может гордиться.

Формат записи – лекция на заданную тему. Эти записи после доработки и монтажа – один из лучших способов передачи «скрытых» (не документированных) знаний. У нас осталось очень мало времени…

Надо также, используя уникальное единое информационное пространство концерна «Росэнергоатом», сделать первые шаги в деле дистанционного обучения, например, организовать для студентов НИЯУ лучшие лекции лучших профессоров России, в том числе в режиме телемоста. В ходе проведения будут осуществляться видеозапись и динамический монтаж этих лекций.

ВНЕДРЕНИЕ ЕДИНОЙ УНИФИЦИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ ОПЛАТЫ ТРУДА НА ПРЕДПРИЯТИИ – ОСНОВА РАЗВИТИЯ ПЕРСОНАЛА

Чургель Д.В., Куксин И.Г., Колоскова Н.М.
ФГУП «Горно-химический комбинат», г. Железногорск
E-mail: dmitrijj-churgel@rambler.ru

Необходимость изменения организации оплаты труда на предприятиях Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» (далее – Госкорпорация «Росатом») в первые годы ее создания обусловлена несколькими причинами:

- отсутствовал единый подход к организации и оплате труда;
- темпы развития отрасли, цели и задачи, поставленные перед Госкорпорацией «Росатом», создали необходимость внесения серьезных изменений в систему оплаты труда, мотивацию персонала;
- необходимость привлечения молодых квалифицированных работников, для реализации перспективных планов развития отрасли.

В силу актуальности создания единой системы оплаты труда, в феврале 2009 года в Госкорпорации «Росатом» было принято решение о переходе предприятий Госкорпорации на Единую унифицированную систему оплаты труда (ЕУСОТ).

Системы оплаты труда, подобные ЕУСОТ, приняты в международной практике в крупных промышленных компаниях и позволяют эффективно стимулировать организацию и производительность труда. Госкорпорация «Росатом» внедряет лучшие практики из области управления персоналом. Единая унифицированная система оплаты присутствует во всех крупных компаниях, например, в General Electric, Toshiba. В России опыт унификации системы оплаты труда имеют такие крупные и эффективные компании, как «Лукойл», «Северсталь», «Русал», ТНК ВР.

Важную роль в поддержании мотивации отводится системе заработной платы и компенсаций. Основная задача работы над системой заработной платы и компенсаций заключается в определении адекватного размера вознаграждения за тот или иной набор компетенций в соответствии с рынком.

Работая над системой заработной платы, необходимо своевременно и точно оценивать должности, определять их рыночную стоимость. То же самое можно сказать по поводу компенсационного пакета и его компонентов. Основная задача – достижение внешней конкурентоспособности предприятия.

Системы управления кадровыми ресурсами предприятия должна соответствовать двум основным критериям:

- внешняя конкурентоспособность, т.е. вознаграждение, которое предприятие предлагает своим работникам за работу, за их знания и навыки, должна быть адекватна рынку труда, иначе предприятие не сможет приобретать необходимые для достижения своих целей и задач ресурсы (или потеряет их);
- внутренняя справедливость, то есть вознаграждение должно быть справедливым и восприниматься таковым работниками, иначе не избежать неудовлетворенности и демотивации, потеряв мотивацию, работник даже может остаться в организации, но заинтересованной и эффективной работы от него уже ожидать не следует.

Типичные недостатки в системах стимулирования:

- платим «потому что», а не «для того чтобы», система мотивации превратилась в систему оплаты труда, ориентированную на прошлое, а не на будущее – недостаток всех повременных систем материального стимулирования;

- между оплатой высокоэффективных и низкоэффективных сотрудников нет существенной разницы;

- оплата труда не сбалансирована относительно рынка труда, суммарные выплаты сотрудникам либо заметно выше, либо заметно ниже рыночных ставок;

- в системе мотивации не соблюден баланс наказания и поощрения;

- существует практика тотальных прибавок зарплаты – всем сотрудникам одновременно и независимо от качества работы;

- материальные и моральные стимулы не сбалансированы.

Основные инструменты совершенствования системы стимулирования персонала включают:

1 Дизайн рабочих мест. Придание значимости содержанию работы за счет слияния позиций и изменения функциональных обязанностей.

2 Создание команд, работающих в автономном режиме.

3 Грейдирование и создание прозрачных и ясных маршрутов карьерного продвижения.

4 Создание «золотого» кадрового резерва, включая планы подготовки резервистов, планы ротации и замещений.

5 Внедрение системы постановки целей.

6 Разработка системы оплаты труда, ориентированной на результат и основанной на ключевых показателях эффективности (КПЭ) по системе сбалансированных карт показателей.

7 Создание надежной системы оценки эффективности сотрудника и определения его потенциала развития.

8 Разработка системы нематериального стимулирования.

Принципы построения новой системы оплаты труда позволяют более эффективно формировать команды под новые проекты, планировать карьерное продвижение работников. Новая система оплаты ориентирована на выполнение заданной цели, и оценка ее выполнения, с помощью ключевых показателей эффективности позволяет стимулировать работника на достижение более высоких результатов. Следовательно, способствует развитию персонала предприятия.

Так ранжирование должностей по типам функции (приведено в таблице): приоритетная – зона А, основная – зона В, поддерживающая – зона С, делает возможным стимулирование работника без обязательного перехода на вышестоящую должность, путем отнесения его должности к более высокооплачиваемой зоне.

Таблица – Ранжирование должностей по типам функции

Зона А	Предполагают разработку и внедрение инновационных, новых промышленных технологий и производств. Разработку стратегии развития предприятия. Участие в организации внедрения бизнес-процессов и технологий, обеспечивающих преобразование предприятия в новый производственный тип предприятия. Включают разработку и реализацию новых способов и методов достижения стратегических целей и задач, разработку политик, положений, регламентов, рассматриваемых курирующими Заместителями генерального директора ГК. Требуют привлечения высококвалифицированных/дефицитных специалистов на рынке труда, обладающих дефицитными знаниями и опытом
Зона В	Обеспечивают реализацию основных производственных процессов. Оказывают существенное влияние на стабильность предприятия, достижение высоких производственных показателей. Включают актуализацию политик, положений, регламентов в соответствии с развитием новых бизнес-процессов. Требуют привлечения специалистов, имеющих опыт работы в отрасли
Зона С	Предполагают поддержку и сопровождение основных производственных процессов. Включают техническое, технологическое, административно-хозяйственное и т.п. обслуживание основных производств. Актуализацию регламентов, соответствующих традиционно-отлаженным процедурам, положениям, инструкциям, действующих в РФ, в отрасли, на предприятии. Требуют привлечения специалистов, широко-распространенных на рынке труда

Такое разбиение позволяет передвигать перспективных работников на приоритетные направления развития предприятия. Что создает возможность продвижения работника не только вверх по служебной лестнице, но и в другие структурные подразделения предприятия.

Идеология построения системы мотивации (ЕУСОТ) предусматривает:

- устранение принципиальных диспропорций в денежном вознаграждении работников, занимаемых сопоставимые по ценности должности в Госкорпорации и ее организациях;
- базовое вознаграждение на уровне медианы (середины) диапазонов заработных плат работников ведущих индустриальных компаний страны;
- совокупное денежное вознаграждение (годовой пакет) должно напрямую зависеть от степени достижения ключевых показателей эффективности (КПЭ);
- соотношение постоянной/переменной частей денежного вознаграждения должно быть близкое к 80/20, причем, чем выше должность, тем выше доля переменной части, которая выплачивается после подведения итогов деятельности за год;
- премирование работников за особые достижения в течение года.

Таким образом, существенным положительным отличием ЕУСОТ является высокая гарантированная часть заработной платы, в тоже время новая система оплаты предусматривает стимулирование работника на достижение более высоких результатов результат.

Основные этапы при переходе на ЕУСОТ на ФГУП «ГХК»:

1) создание рабочей группы по внедрению ЕУСОТ на ФГУП «ГХК»;

2) создание экспертной комиссии из ключевых руководителей по оценке должностей ФГУП «ГХК»;

3) разработка матрицы окладов, интегрированных стимулирующих надбавок (ИСН) работников ФГУП «ГХК»;

4) отнесение каждой должности в штатном расписании ФГУП «ГХК» к грейду (уровню) и внутригрейдовой зоне;

5) установление ИСН каждому работнику предприятия;

6) разработка системы компенсационных выплат;

7) приведение в соответствие с ЕУСОТ классификатора начислений и удержаний из заработной платы;

8) предварительный расчет средств, необходимых для введения ЕУСОТ. Анализ роста заработной платы в условиях ЕУСОТ по каждому работнику предприятия;

10) расчет планового фонда заработной платы на 2010 год;

11) разработка должностных инструкций в новом формате;

12) перезаключение трудовых договоров со всеми работниками предприятия;

13) модернизация комплексов задач по расчету заработной платы, ведению штатного расписания, учету персонала с учетом ЕУСОТ;

14) разработка и введение в действие локальных нормативных актов, необходимых для организации ЕУСОТ на предприятии;

15) анализ фонда заработной платы в условиях ЕУСОТ за I квартал 2010 года.

От тщательности выполнения всех перечисленных задач зависит конечный результат всей работы по переходу предприятия на ЕУСОТ. Сформировавшееся мнение персонала о переходе на новую систему оплаты труда напрямую зависит, насколько досконально учтены особенности работы тех или иных подразделений предприятия, учтена специфика отдельных профессий рабочих и требований к должностным характеристикам руководителей, специалистов, служащих.

На текущий момент на ФГУП «ГХК» запущен механизм формирования моделей профессиональных статусов по профессиям рабочих, должностям руководителей, специалистов, служащих. К составлению моделей привлекаются руководители первичных подразделений, специалисты по различным функциям.

В процессе разработки выявлено, что выполнение отдельных требований, предъявляемых к работникам на конкретных рабочих местах, можно упорядочить путем внесения их в компетенции моделей профессиональных статусов, и таким образом стимулировать работников к развитию своих компетенций.

Новая система оплаты труда направлена на развитие персонала предприятия, формирование высоко квалифицированного «человеческого капитала», и таким образом, нацелена в первую очередь на молодые кадры. Система не отрицает заслуг ветеранов предприятий, рассматриваемое ранее в прежней системе оплаты труда понятие «стажа работы» не отрицается в новой системе оплаты труда, оно актуализировано к требованиям, поставленным перед предприятием – понятие «опыт работы», включает в себя не только число

лет отработанных на предприятии, но и оценку развития работника в процессе трудовой деятельности.

Таким образом, в ЕУСОТ изначально заложено стимулирование развития персонала и это в первую очередь относится к молодежи.

Предстоящие задачи в связи с переходом на новую систему мотивации (ЕУСОТ) включают:

- регулярное обновление должностных инструкции при изменении содержания работ в данной должности /выполняемых обязанностей;
- разработку критериев и формат регулярной (каждый год) оценки текущей эффективности работников, влияющей на размер интегрированной стимулирующей надбавки;
- постановку руководителями измеряемые цели/КПЭ для своих подчиненных на отчетный период;
- предоставление руководителями работникам регулярной конструктивной и позитивную обратную связь по выполнению поставленных целей и по соответствию выделенным критериям (для мотивирующего эффекта позитивная обратная связь должна преобладать).

Уже первые результаты мониторинга экономической эффективности работы предприятия показали, что единая унифицированная система оплаты труда – это эффективный инструмент мотивации работников на более производительную работу, поскольку она вобрала в себя лучший мировой опыт. Система премирования по ключевым показателям эффективности жестко привязана к объективным, измеримым результатам работы, она является более справедливой и мотивирует сотрудников, поскольку темп роста заработной платы зависит от индивидуальных производственных показателей.

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ «РОСАТОМ»
Открытое акционерное общество
«СИБИРСКИЙ ХИМИЧЕСКИЙ КОМБИНАТ»
(ОАО «СХК»)

МОЛОДЕЖЬ ЯТЦ: НАУКА, ПРОИЗВОДСТВО, ЭКОЛОГИЧЕСКАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Отраслевая научно-практическая конференция
молодых специалистов и аспирантов

15-19 ноября 2010 г.

Материалы конференции

Технические редакторы:

П.А. Смолкин

В.А. Лаврентьев

Подписано к печати
Формат А-5. Бумага _____
Плоская печать. Усл. печ. л. ____ Уч.-изд. л.
Тираж 245 экз. Заказ № 24. Цена свободная
636036, г. Северск, Томская обл.,
пр-т Коммунистический, 65.
Изд. лаб. «СТИ» НИЯУ МИФИ.
Отпечатано в «СТИ» НИЯУ МИФИ

342