

Акционерное общество  
«ВСЕРОССИЙСКИЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ  
ПО ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ»  
(АО «ВНИИАЭС»)

*2022 год:  
результаты  
научно-технической деятельности  
АО «ВНИИАЭС»*

*Москва  
2023 г.*

УДК 621.039

Сборник **«2022 год: результаты научно-технической деятельности АО «ВНИИАЭС»** подготовлен к выпуску ученым секретарем научно-технического совета АО «ВНИИАЭС» совместно с подразделениями института.

В данном сборнике представлены основные результаты работ, выполненных подразделениями АО «ВНИИАЭС» в 2022 году.

В первой части сборника представлены описания важнейших работ, выполненных АО «ВНИИАЭС» в 2022 году.

Во второй части сборника представлен перечень других работ института, выполненных по договорам в 2022 году.

Полные отчеты по всем завершенным работам хранятся в базе Электронного архива ВНИИАЭС и в архивах подразделений института.

При необходимости более детального ознакомления с отчетными материалами необходимо связаться (со ссылкой на регистрационный номер материала) с Электронным архивом (тел. 8-499-796-91-47), или непосредственно с авторами (по телефонному справочнику АО «ВНИИАЭС»).

## СОДЕРЖАНИЕ

<p><b>ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ МАЛОЙ МОЩНОСТИ В РОССИИ</b>  <i>Д.т.н. С. Л. Соловьев, к.т.н. Д. Г. Зарюгин, д.т.н. С.Г. Калякин .....</i></p>	6
<p><b>ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИСТОЧНИКОВ ПОСТУПЛЕНИЯ РАДИОИЗОТОПОВ СУРЬМЫ В ТРАПНЫЕ ВОДЫ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-1200</b>  <i>В. Г. Аржаткин, к.т.н. Е. А. Иванов, Д. А. Крутских, И. И. Маракулин, А. С. Семеновых, к.т.н. В. Ф. Тяпков, к.ф.-м.н. Д. А. Шаров, А. Ю. Юдаков.....</i></p>	17
<p><b>РАЗРАБОТКА КОМПЛЕКТА МЕТОДИК РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВВОДЕ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ И ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС</b>  <i>к.ф.-м.н. Д.А. Шаров, А.С. Коротков, к.т.н. И.В. Пырков .....</i></p>	28
<p><b>ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС «ВИРТУАЛЬНО-ЦИФРОВАЯ АЭС С ВВЭР». ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА «ВИРТУАЛЬНО-ЦИФРОВАЯ АЭС С ВВЭР»</b>  <i>К.т.н. А.А. Дружаев .....</i></p>	30
<p><b>МЮОННАЯ ТОМОГРАФИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ</b>  <i>д.т.н. Н.Н. Давиденко, С.В. Олейник, Д.В. Шудра, Ю.Н. Конев, к.т.н. М.М. Каверзнев (АО ВНИИАЭС), д.ф.-м.н., проф. И.И. Яшин, Н.А. Пасюк, М.Ю. Целиненко (НИЯУ МИФИ), Р.Р. Алыев, С.М. Киселев (Калининская АЭС) .....</i></p>	35
<p><b>РАСЧЕТНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЮ ОБЛУЧЕНИЯ ОС-1 И ОС-2 В РУ БН-600 НА НАЧАЛЬНОМ ЭТАПЕ 83 МКК ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ВЫПОЛНЕНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ И РАЗРАБОТКИ ОБОСНОВАНИЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРОВ БН В СООТВЕТСТВИИ С ТЕХНИЧЕСКИМ ЗАДАНИЕМ ЗАКАЗЧИКА</b>  <i>Д.т.н. Е.Ф. Селезнев, к. т.н. И.В. Федоров.....</i></p>	38
<p><b>ОБСЛЕДОВАНИЕ, ОЦЕНКА ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ И ОБОСНОВАНИЕ ОСТАТОЧНОГО РЕСУРСА ЭЛЕМЕНТОВ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС С УЧЕТОМ ИССЛЕДОВАНИЙ СТАРЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ</b>  <i>к.т.н. В.В. Потапов, А.М. Логинов, В.А. Ильин, А.Н. Сорокин, О.В. Овчаров, к.т.н. В.И. Левчук, О.С. Громова .....</i></p>	40
<p><b>НИР ПО ОБОСНОВАНИЮ ДОПУСТИМОСТИ ИЗМЕНЕНИЯ ОБЪЕМОВ И ПЕРИОДИЧНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ОБОРУДОВАНИЯ И ТРУБОПРОВОДОВ ВТОРОГО КОНТУРА АЭС С РУ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200</b>  <i>к.т.н. В.В. Потапов, к.т.н. Д.А. Кузьмин, к.т.н. А.Ю. Кузьмичевский.....</i></p>	44
<p><b>РАЗРАБОТКА И АТТЕСТАЦИЯ МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ АКТИВНОСТИ ОТВЕРЖДЕННЫХ ЖРО В ФОРМЕ ЦЕМЕНТНОГО КОМПАУНДА В КОНТЕЙНЕРАХ НЗК</b>  <i>к.ф.-м.н. Д.А. Шаров, А.С. Коротков, к.т.н. И.В. Пырков, А.С. Грязнов, И.И. Тихонов, Л.Е. Сухих.....</i></p>	46
<p><b>СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПРОЦЕДУР ПОДГОТОВКИ И ПРОВЕДЕНИЯ ПРОТИВОАВАРИЙНЫХ ТРЕНИРОВОК НА АЭС АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» С УЧАСТИЕМ ГРУППЫ ОПАС И ЭКСПЕРТОВ ЦТП</b>  <i>А.Д. Косов, А.А. Орехов, И.В. Смирнов, Е.А. Дашанова, Н.В. Богданова, В.С. Волчков.....</i></p>	53
<p><b>БАЗА ВЕРИФИЦИРОВАННЫХ СЦЕНАРИЕВ ПРОТИВОАВАРИЙНЫХ ТРЕНИРОВОК НА АЭС С УЧАСТИЕМ ГРУППЫ ОПАС</b>  <i>А.Д. Косов, А.А. Орехов, И.В. Смирнов, Е.А. Дашанова, Н.В. Богданова.....</i></p>	61

<b>АНАЛИЗ ТЕХНОЛОГИИ УСТРОЙСТВА СУХОЙ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРОВ ВВЭР</b> <i>д.т.н. Б.К. Пергаменцик, к.т.н. О.В. Колтун .....</i>	69
<b>РАЗРАБОТКА СТАНДАРТОВ ОРГАНИЗАЦИИ ПО ВЕДЕНИЮ ВОДНО-ХИМИЧЕСКОГО РЕЖИМА ОСНОВНЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КОНТУРОВ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС ПРОЕКТА АЭС-2006</b> <i>к.т.н. В.Ф. Тяпков, Д.А. Крутских, В.В. Быкова, А.Л. Богданов.....</i>	74
<b>РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРАВИЛ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС</b> <i>к.т.н. О.В. Колтун, д.т.н. А.С. Павлов, Р.Р. Темишев, А.В. Баукин, Д.И. Захаров</i>	76
<b>РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ ДЛЯ ОЦЕНКИ ЗАТРАТ РЕСУРСОВ ПРИ СТРОИТЕЛЬСТВЕ АЭС</b> <i>к.т.н. О.В. Колтун, д.т.н. А.С. Павлов, А.В. Алексеева, Т.А. Бессонова .....</i>	78
<b>АО «ВНИИАЭС»: В СТАНДАРТИЗАЦИИ НА ШАГ ВПЕРЕДИ</b> <i>д.т.н. Н.Н. Давиденко, Н.Н. Солдатов, А.И. Ефимьев.....</i>	80
<b>СТРАТЕГИИ ТЕХНИЧЕСКОГО ОБСЛУЖИВАНИЯ И РЕМОНТА СИСТЕМ И ОБОРУДОВАНИЯ ЭНЕРГОБЛОКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ СТАНДАРТ ОРГАНИЗАЦИИ СТО 1.1.1.01.002.1995-2022</b> <i>В.В. Гавриленко, к.т.н. В.Д. Гуринович, Д.Ю. Дроздов .....</i>	83
<b>УСЛУГИ ПО НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ПОДДЕРЖКЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ: «ОКАЗАНИЕ УСЛУГ АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» ПО РЕАЛИЗАЦИИ ИМ ФУНКЦИЙ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ В ЧАСТИ ПРОИЗВОДСТВЕННОЙ, ТЕХНИЧЕСКОЙ И ОРГАНИЗАЦИОННОЙ (ИСПОЛНИТЕЛЬСКОЙ) ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ В 2022 ГГ.</b> <i>Д.Ю. Дроздов, А.В. Новиков, С.Е. Осипова, Проконец В.Л., И.В. Моисеева, Е.Э. Галанцева, Д.Н. Типляков, М.С. Капеистов, А.И. Малючек, А.А. Яковлев, В.В. Войниленко, С.В. Евсюкова, А.А. Алехов, С.А. Ткачук, А.С. Бубнов.....</i>	108
<b>НИР ПО ОБОСНОВАНИЮ ДОПУСТИМОСТИ ИЗМЕНЕНИЯ ОБЪЕМОВ И ПЕРИОДИЧНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ОБОРУДОВАНИЯ И ТРУБОПРОВОДОВ ВТОРОГО КОНТУРА АЭС С РУ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200</b> <i>к.т.н. В.В. Потапов, к.т.н. Д.А. Кузьмин, к.т.н. А.Ю. Кузьмичевский.....</i>	112
<b>ВЫПОЛНЕНИЕ РАБОТ ПО КОНТРОЛЮ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК И СОПРОВОЖДЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ РБМК-1000 ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКОВ КУРСКОЙ АЭС, ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС И СМОЛЕНСКОЙ АЭС</b> <i>Р.В. Плеханов, Д.А. Лысов, А.С. Немиров, к.ф.-м.н. И.Ф. Моисеев, А.Д. Филиппов, В.С. Дадакин, Д.Л. Знаков, С.Г. Долженко, к.ф.-м.н. И.Е. Иванов, Д.И. Карасев, Н.А. Грушин, к.т.н. В.Е. Дружинин, к.т.н. Ю.В. Шмонин.....</i>	115
<b>УСЛУГИ ПО ОСУЩЕСТВЛЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РСЧЕТОВ АКТИВНЫХ ЗОН ДЕЙСТВУЮЩИХ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ: ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И ОЦЕНКА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЭНЕРГОБЛОКОВ КУРСКОЙ, ЛЕНИНГРАДСКОЙ И СМОЛЕНСКОЙ АЭС В УСЛОВИЯХ ФОРМОИЗМЕНЕНИЯ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ ПОСЛЕ ВЫПОЛНЕНИЯ РЕМОНТНО-ВОССТАНОВИТЕЛЬНЫХ РАБОТ</b> <i>К.т.н. Ю.В. Шмонин, А.С. Немиров, Д.А. Лысов, А.Д. Филиппов, к.т.н. В.Е. Дружинин.....</i>	123
<b>УСЛУГИ ПО НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ПОДДЕРЖКЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ: «ОКАЗАНИЕ УСЛУГ АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» ПО РЕАЛИЗАЦИИ ИМ ФУНКЦИЙ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ В ЧАСТИ ПРОИЗВОДСТВЕННОЙ, ТЕХНИЧЕСКОЙ И ОРГАНИЗАЦИОННОЙ (ИСПОЛНИТЕЛЬСКОЙ) ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ</b>	

<b>СТАНЦИЙ В 2021-2023 ГГ.</b> <i>К.т.н. Ю.В. Шмонин, Д.А. Лысов, А.С. Немиров, И.Ф. Мусеев, В.Е. Дружинин, Р.В. Плеханов</i> .....	128
<b>НИОКР ПО СОЗДАНИЮ УНИВЕРСАЛЬНОЙ ИНЖЕНЕРНОЙ ПРОГРАММЫ, ОРИЕНТИРОВАННОЙ НА ДЕТАЛЬНЫЕ ПОЛНОМАСШТАБНЫЕ РАСЧЕТЫ АКТИВНЫХ ЗОН РУ И ХРАНИЛИЩ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА АЭС</b> <i>К.ф.-м.н. И.Е. Иванов, С.А. Бычков, Н.А. Грушин, Р.В. Варфоломеева</i> .....	138
<b>УСЛУГИ ПО НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ПОДДЕРЖКЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ: «ОКАЗАНИЕ УСЛУГ АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» ПО РЕАЛИЗАЦИИ ИМ ФУНКЦИЙ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ В ЧАСТИ ПРОИЗВОДСТВЕННОЙ, ТЕХНИЧЕСКОЙ И ОРГАНИЗАЦИОННОЙ (ИСПОЛНИТЕЛЬСКОЙ) ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ В 2021-2023 Г.Г.» ЗА 2022 ГОД</b> <i>к.т.н В.И. Орлов, к.ф.-м.н. А.С. Махоньков, С.Т. Юзбабян, Е.В. Толмасова, Л.К. Ефимова, Н.В. Глебов</i> .....	141
<b>КРАТКИЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТ ЗА 2022 ГОД, ВЫПОЛНЕННЫЕ ДЕПАРТАМЕНТОМ РАЗВИТИЯ ЯИ, ПРОВЕРОК БЕЗОПАСНОСТИ И ОБЕСПЕЧЕНИЯ НАДЕЖНОСТИ ЧЕЛОВЕЧЕСКОГО ФАКТОРА ПО ДОГОВОРАМ С АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ»</b> <i>А.Ю. Южаков, А.П. Минаев, А.М. Молчанов, к.т.н. Н.В. Тихонов, О.А. Мартынова, В.И. Жучков, С.В. Рычков, К.О. Бегунова, А.В. Жучкова, Ю.С. Недосекина</i> .....	144
<b>ПЕРЕЧЕНЬ ДРУГИХ ДОГОВОРНЫХ РАБОТ, ВЫПОЛНЕННЫХ АО «ВНИИАЭС» В 2022 ГОДУ</b> .....	149
<b>ЭЛЕКТРОННЫЙ АРХИВ АО «ВНИИАЭС». НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ДОКУМЕНТАЦИЯ ЗА 2022 Г</b> .....	207
<b>ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В 2022 ГОДУ</b>	218
<b>ПЕРЕЧЕНЬ ПАТЕНТОВ, ЗАРЕГИСТРИРОВАННЫХ В 2022 ГОДУ</b> .....	222
<b>ПЕРЕЧЕНЬ ДОКЛАДОВ И СООБЩЕНИЙ НА КОНФЕРЕНЦИЯХ, СЕМИНАРАХ И ТЕХНИЧЕСКИХ СОВЕЩАНИЯХ В 2022 ГОДУ</b> .....	223
<b>ПЕРЕЧЕНЬ МОНОГРАФИЙ И КНИГ, ИЗДАННЫХ В 2022 ГОДУ</b> .....	226

## ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ МАЛОЙ МОЩНОСТИ В РОССИИ

*Д.т.н. С. Л. Соловьев, к.т.н. Д. Г. Зарюгин, д.т.н. С.Г. Калякин*

В статье рассматриваются основные характеристики модульной конструкции атомных станций малой мощности (АСММ), показана возможность снижения стоимости и сроков сооружения установок данного класса за счёт заводского изготовления, эффекта серийности и сокращения избыточных систем безопасности. Представлены перспективы значительного расширения области применения атомных технологий благодаря модульности и возможности обеспечения высоких показателей безопасности. Проанализированы вероятные направления использования АСММ для энергоснабжения удалённых, в том числе арктических, территорий, производства высокопотенциального тепла и водорода для промышленных потребителей и другие применения. Показана необходимость разработки и внедрения новой технологической платформы атомной энергетики на основе АСММ для решения задач глобальной декарбонизации мировой экономики посредством значительного расширения области применения ядерных энерготехнологий в дополнение к разрабатываемой на данный момент технологической платформе замкнутого ядерного топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах и технологической платформе управляемого термоядерного синтеза. Авторы предлагают создать опытный полигон для отработки технологий “кэптивно го” производства водорода (тепла) для промышленного потребителя, а также других технологий утилитарного применения АСММ на основе опытно-демонстрационной атомной энерготехнологической установки с высокотемпературным (около 1100°C) реактором на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем.

С публикации в 1990 г. первого доклада Межправительственной группы экспертов по изменению климата, в котором акцент делался на опасности выбросов парниковых газов, дипломатические усилия направлялись на поиск международных рамок, в пределах которых такие выбросы могли бы регулироваться. Результатом стали Рамочная конвенция ООН об изменении климата (1992), Киотский протокол (1997) и Парижское соглашение по климату (2015), определявшие цели глобального сокращения выбросов парниковых газов. Возникли понятия низкоуглеродной и декарбонизированной экономики, а также призыв к глобальной декарбонизации [1]. Технические усилия по сокращению выбросов парниковых газов всё это время в основном направлялись на развитие “зелёной” энергетики на основе возобновляемых источников энергии, а также технологий энергосбережения и энергоэффективности. При этом многие страны декларировали сокращение и даже полный отказ от атомной генерации, которая не считалась “зелёной”. Между тем энергетический кризис 2020–2022 гг. в США и Европе выявил системные проблемы возобновляемой энергетики: сложно одновременно обеспечить и заметное сокращение выбросов парниковых газов, и энергетическую надёжность энергосистем. В связи с этим значительное внимание сейчас уделяется атомной энергетике, которая признаётся “зелёной” уже подавляющим большинством стран.

Очевидно, что существующая атомная энергетика должна внести свой вклад в глобальную декарбонизацию, но он скорее всего будет ограничен, во-первых, из-за проблем с топливообеспечением и обращением с отработавшим ядерным топливом (на их решение направлено создание энерготехнологий замкнутого ядерного топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах), а во-вторых, из-за системной ограниченности применения существующей атомной энергетики больших мощностей только задачами производства электрической энергии. Необходимо принципиально расширить использование атомной энергетики на те области жизнедеятельности

человека, которые недоступны атомной электроэнергетике больших мощностей. Речь идёт о распространении применения атомной энергетики в “неэлектрических” областях промышленности, коммунальном хозяйстве, медицине и т.д. Для данных применений востребованы малые энергомощности, обладающие в то же время существенно лучшими показателями безопасности (минимум на два порядка меньшими частотами плавления активной зоны и предельного выброса по сравнению с традиционными АЭС), такими, чтобы их можно было размещать непосредственно возле потребителя.

В то время как большинство развитых стран, в первую очередь Европы, под влиянием энергетического кризиса, вызванного неразумной монетарной политикой и антироссийскими санкциями, уже корректируют “зелёную” повестку, возвращая некоторую долю угольной генерации в свои энергетические балансы, проблемы изменения климата только усугубляются. Фактически сейчас Россия – одна из немногих стран, которые ещё способны решать глобальные задачи декарбонизации, причём со значительной выгодой для собственной экономики, благодаря своему лидерству в атомных технологиях и широким возможностям, открываемым широкомасштабным внедрением атомной энергетики малых мощностей. Её экономическая эффективность для России, помимо создания энергетической инфраструктуры освоения удалённых территорий с целью добычи природных ресурсов, обусловлена возможностью замещения природного газа. Высвобождающиеся его объёмы могут использоваться не только для сверхприбыльного в текущих условиях экспорта, но и в технологических процессах производства продуктов с высокой добавленной стоимостью, таких как удобрения, корма, пластмассы и другая высоколиквидная продукция газохимии.

#### **ПРЕИМУЩЕСТВА МОДУЛЬНОЙ КОНСТРУКЦИИ АСММ**

По классификации Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) класс малых ядерных установок объединяет атомные станции малой мощности (АСММ), к ним относят установки электрической эквивалентной мощности менее 300 МВт [2–4]. Такие реакторы составляли основу ядерной энергетики на самых ранних этапах её развития, но затем возобладала тенденция к увеличению единичной мощности (для достижения экономических преимуществ, связанных с ростом масштаба), что привело к появлению проектов атомных электростанций мощностью 1000–1600 МВт. Именно они составляют основу современной мировой атомной энергетики.

В рамках принятого в конце 2000 г. МАГАТЭ международного проекта по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (ИНПРО) проводились исследования правового и институционального обеспечения атомных станций малой мощности [5, 6], было введено определение: “Транспортные атомные энергетические установки – это АСММ, жизненный цикл которых реализуется на единой транспортной платформе, а так же АСММ, монтируемые из транспортабельных модулей заводского изготовления на подготовленной площадке и таким же образом удаляемые с этих площадок”. Эта формулировка стала частным случаем предложенной летом 2013 г.

в ходе 6-го диалога-форума ИНПРО. Новое определение – “малые модульные реакторы” (small modular reactors) – используется для обозначения малой энергетики индустриального серийного производства [7, 8]. В целом реализация проекта ИНПРО позволила сформулировать требования к объектам малой атомной энергетики, включая инженерные и организационные решения, а также создать и апробировать методологию оценки соответствия установленным критериям устойчивого развития.

Модульная конструкция определяет следующие преимущества АСММ:

- снижение стоимости и сроков строительства за счёт более высокой степени заводского изготовления, эффекта серийности и сокращения строительных работ на площадке, в том числе благодаря подземному или заглублённому размещению;
- повышенные характеристики безопасности, в том числе естественной, за счёт смещения энергоданса между объёмным энерговыделением и поверхностным

теплоотводом в сторону лучшего охлаждения при уменьшении размеров реактора (эти преимущества важны в случае проектной и запроектной аварии);

- снижение стоимости и сроков строительства за счёт оптимизации систем безопасности благодаря применению интегральной (блочной) компоновки первого контура, возможности полного отвода остаточных энерговыделений непосредственно от корпуса реактора;
- снижение стоимости и сроков строительства за счёт отказа от инфраструктуры обращения со свежим ядерным топливом, отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами на площадке размещения (если определено в проекте) и транспортировки АСММ для осуществления данных операций на заводе-изготовителе;
- концепция поставки потребителю АСММ в “неразборном” виде и транспортировка на завод-изготовитель для осуществления операций обращения с топливом позволяет обосновать возможность высвобождения таких установок из-под гарантий МАГАТЭ, лимитирующих обогащение топлива, и в итоге увеличить топливную кампанию и экономическую эффективность;
- возможность более гибкой встраиваемости в существующие энергосистемы и запросы потребителей;
- более короткий срок начала отдачи инвестиций за счёт поэтапного ввода энергомодулей;
- возможность государственно-частного партнёрства за счёт меньшего объёма инвестиций в строительство энергоблока и более быстрого срока отдачи;
- повышение надёжности энергоснабжения за счёт более низкого уровня риска полной остановки многомодульной станции;
- более низкие затраты (в том числе времени) на вывод из эксплуатации под “зелёную лужайку” благодаря возможности вывоза модулей целиком на завод для утилизации;
- возможность расширения рынка мирного применения атомной энергетики путём вовлечения в него тех сегментов, где ядерно-энергетические технологии пока не используются (в том числе благодаря возможности размещения в непосредственной близости от потребителя при повышенных характеристиках безопасности).

### **ПРОЕКТЫ ЛИНЕЙКИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ МАЛОЙ МОЩНОСТИ**

К настоящему времени в России сложилось несколько востребованных направлений развития проектов АСММ в соответствии с их предназначением, спецификой требований заказчиков и потребителей.

АСММ для тепло- и электроснабжения удалённых территорий, в том числе изолированных посёлков и объектов в арктической зоне. Например, создание международных кроссполярных авиакоридоров над территорией России может иметь значительную коммерческую перспективу ввиду существенного сокращения пути. Так, протяжённость авиамаршрута Торонто–Гонконг при прохождении над полярными широтами сократится примерно на 20%, а время перелёта от Ванкувера до Дели – примерно на 3.5 ч. Подтверждена коммерческая эффективность трансполярных маршрутов как минимум 40 пар городов. Но в настоящее время пролёт воздушных судов над северными широтами России не имеет должного сопровождения, поэтому практически отсутствует в коммерческих масштабах. Такие полёты возможны при постоянном радиолокационном контроле со стороны наземных служб управления воздушным движением и наличии связи по всему маршруту в дополнение к спутниковой навигации, а для этого нужны надёжные и экономичные источники энергоснабжения соответствующего наземного оборудования. Внедрение АСММ для энергетической инфраструктуры кроссполярных авиакоридоров решает эту задачу. При этом оплата за наземное сопровождение перелётов может составлять не менее 1 долл. за километр.

В этом сегменте значительный потенциал внедрения имеют установки, обеспечивающие снабжение электрической и тепловой энергией удалённых посёлков и



объектов, что, помимо создания энергетической инфраструктуры для промышленного освоения удалённых территорий, обеспечивает решение и экологических проблем, особенно с учётом хрупкости арктической природы.

В числе определяющих требований к таким установкам укажем следующие:

- работа на локальный или местный (районный) сектора энергоснабжения<sup>1</sup> в расширенных режимах маневрирования мощностью;
- максимально возможный интервал между перегрузками топлива от 10 до 20 и более лет;
- когенерация электрической и тепловой энергии;
- экономическая эффективность по сравнению с другими источниками энергии (в основном с дизель-генерацией);
- наличие резервных дублирующих мощностей на случай отказа;
- эксплуатация с минимальным эксплуатационным персоналом или даже при его отсутствии (управление в этом случае осуществляется в режиме удалённого доступа);
- отсутствие инфраструктуры обращения с топливом на площадке размещения и транспортировка на завод-изготовитель для перегрузки (в основном для установок сверхмалой мощности<sup>2</sup>);
- весогабаритные характеристики энергетических модулей, обеспечивающие транспортировку, в том числе на собственной транспортной платформе, на удалённые территории с учётом отсутствия транспортной инфраструктуры.

Наиболее востребована линейка единичных энерго мощностей 200 кВт – 100 МВт эквивалентной электрической мощности. В предлагаемой концепции, вероятно, будет экономически оправданно применение химических (водородных) накопителей энергии для обеспечения экономически эффективных манёвренных режимов [9], в первую очередь для установок сверхмалой мощности. При этом из накопленного водорода можно производить синтетическое моторное топливо по безуглеродной технологии, например аммиак из водорода и азота воздуха, или использовать водород непосредственно в транспортных средствах с водородными топливными элементами, что очень важно для удалённых посёлков и объектов, особенно в Арктике, где можно будет отказаться от северного завоза топлива и улучшить экологическую обстановку [10]. Подобные накопители могут выполнять и функции резервного источника энергии на случай аварии или отказа основного энергоисточника. Внедрение проектов линейки АСММ для тепло- и электроснабжения удалённых территорий целесообразно начинать с арктических объектов специального назначения, поскольку, во-первых, для внедрения в гражданскую энергетику необходима референтность, которая наиболее быстро достижима на специальных объектах; во-вторых, при использовании имеющейся инфраструктуры специальных объектов появляется возможность сокращения затрат на физическую защиту для головного образца; в-третьих, для гражданских проектов АСММ отсутствует необходимая нормативная база, её созданию и внедрению будет способствовать успешный опыт эксплуатации АСММ на специальных объектах (головные образцы могут создаваться по соответствующим регистрам).

Тем не менее разработку проектов АСММ для энергоснабжения специальных объектов целесообразно сразу вести с учётом требований гражданской энергетики, в том числе экспорта. Кроме того, сервисная организация, обеспечивающая энергоснабжение специальных объектов, вероятно, не будет выступать эксплуатирующей организацией АСММ, на площадке спецобъекта возможна только покупка электрической и тепловой энергии по утверждённым тарифам. Такие АСММ станут по сути гражданскими объектами, их эксплуатацию будут осуществлять специалисты гражданской эксплуатирующей организации.

Например, в США для энергообеспечения военной базы ВВС “Эйельсон” на Аляске планируется создание АСММ электрической мощностью 1–5 МВт. При этом атомная станция сверхмалой мощности будет находиться в коммерческой собственности,

эксплуатироваться обученным персоналом владельца и лицензироваться Комиссией по ядерному регулированию (NRC). Таким образом, для обеспечения использования АСММ специальных и гражданских объектов на удалённых территориях (в Арктике) целесообразно создать самостоятельную эксплуатирующую организацию, так как принцип эксплуатации АСММ в режиме удалённого доступа отличается от регламентов, принятых на крупных энергетических объектах концерна “Росэнергоатом”.

Атомные энерготехнологические станции малой мощности (АЭТСММ) для производства высокопотенциального тепла и “кэптивного” водорода для промышленных потребителей. Металлургия, химическая, нефтехимическая промышленность и ряд других отраслей потребляют большие количества высокопотенциальной тепловой энергии (с температурой свыше 700°C), используемой в технологических процессах. Например, прямое восстановление железа синтезгазом на основе водорода происходит при температуре свыше 700°C, а с использованием наиболее распространённой в мире технологии Midrex (США) – при температуре около 1100°C. В настоящее время тепловая энергия для этих нужд производится в основном за счёт сжигания ископаемых углеводородных видов топлива (уголь, газ, мазут и т.д.), что сопровождается значительным загрязнением окружающей среды как парниковыми газами, так и другими продуктами сгорания топлива. Кроме того, многие предприятия металлургической (получение сверхчистых металлов, бездоменная технология получения стали методом прямого восстановления из руды водородом и др.), химической, нефтехимической (очистка и крекинг нефти), фармацевтической и других отраслей промышленности потребляют значительное количество водорода в технологическом цикле. Сегодня этот газ производится преимущественно непосредственно на площадке крупного промышленного потребителя методом паровой конверсии метана, при этом до 50% метана сжигается для обеспечения необходимых температур, что сопровождается выбросом парниковых газов [11, 12].

В основном мощность подобного кэптивного производства водорода на площадке промышленного потребителя составляет от 10 до 150 тыс. т/год, что вполне может быть получено на АЭТСММ.

Так, Омский нефтеперерабатывающий завод АО “Газпром нефть” производит 12.3 тыс. т/год водорода, ПАО «Акционерная нефтяная компания “Башнефть”» – 153 тыс. т/год, Оскольский электрометаллургический комбинат им. А.А. Угарова (“Металлоинвест”) – 250 тыс. т/год. Применение АЭТСММ для снабжения крупных промышленных потребителей высокопотенциальным теплом и водородом может быть экономически оправдано по следующим причинам:

- 1) отсутствие выбросов в окружающую среду как на глобальном (парниковые газы, выброс которых может быть в скором времени жёстко квотирован международным законодательством), так и на местном уровне (загрязнение близлежащего населённого пункта, а это в основном крупные промышленные города, и окружающей территории ядовитыми продуктами сгорания ископаемого топлива и зольными отвалами, которые лимитируются федеральным и региональным законодательством);
- 2) отсутствие сильной волатильности мировой цены на ядерное топливо приводит к стабильности, предсказуемости и лучшей планируемости промышленной деятельности как с технологической, так и с экономической точек зрения;
- 3) снижение зависимости поставок критически важных для технологических процессов материалов от сторонних поставщиков и внешней конъюнктуры.

Возможно либо централизованное производство водорода на крупной атомной энерготехнологической станции с промежуточным хранением и транспортировкой промышленным и иным потребителям, либо кэптивное – на АЭТСММ непосредственно на площадке крупного потребления. При централизованном производстве наибольшую долю в конечной цене водорода для потребителя (до 70%)

составляют операции по его хранению и транспортировке, что объясняется физическими свойствами газа (низкая плотность, низкая температура сжижения, высокая энергия взрыва и т.д.), соответственно экономически эффективно исключить эти операции из технологической схемы и производить водород непосредственно возле потребителя. Кроме того, при хранении и транспортировке по трубопроводам, в ёмкостях под давлением либо другими известными на сегодня способами существует значительная вероятность утечки водорода в окружающую среду из-за его высокой текучести, и этот фактор обязательно нужно учитывать, особенно при больших объёмах его производства, поскольку водород относится к парниковым газам.

Таким образом, ввиду отсутствия экономически и технологически приемлемых технологий хранения и транспортировки водорода более эффективно размещать ядерный источник для его производства на площадке промышленного потребителя (опасный объект), который, в свою очередь, сам очень часто располагается в непосредственной близости от крупных промышленных городов. Очевидно, что при использовании ядерного источника с целью производства высокопотенциального тепла для нужд промышленности возможно его размещение только на площадке потребителя. Это, как и размещение потенциально опасного производства рядом с АЭС, в настоящее время запрещено международными стандартами безопасности в области использования атомной энергии, а также внутрироссийскими нормами и правилами. Следовательно, чтобы ядерный энергоисточник высокопотенциальной тепловой энергии был допущен к размещению в непосредственной близости от промышленного потребителя, он должен обладать на порядки лучшими показателями безопасности, чем существующие энергоблоки (минимум на два порядка меньшими частотами плавления активной зоны и предельного выброса по сравнению с традиционными АЭС).

Кроме указанных основных направлений развития АСММ, существуют и другие, со своими требованиями к этим установкам [13]: АСММ для замещения угольной генерации; для замещения централизованных блоков большой единичной мощности несколькими модульными энергоблоками малой мощности, в том числе для распределённой генерации (расположение на нескольких площадках в пределах одной энергосистемы); для опреснения морской воды [14]; для энергоснабжения буровых платформ [15]; АСММ медицинского назначения для проведения нейтрон-захватной и нейтрон-соударной терапии раковых заболеваний непосредственно в лечебном учреждении [16]; АСММ для дожигания минорных актинидов и т.д.

В настоящее время в мире реализуются около 70 проектов АСММ, которые технологически можно разделить на два направления [17, 18].

Первое. Эволюционное развитие водо-водяных, в том числе кипящих, ядерных энерготехнологий поколения 3+, недостаточно полно отвечающих требованиям потребителей, но имеющих практический опыт эксплуатации (референтность) и возможность более быстрого выхода на рынок (CAREM, NuScale, ACP-100, IRIS и др.).

Второе. Разработка на основе энерготехнологий 4-го поколения, в том числе газовых, жидкосолевых, жидкометаллических и др., по своим свойствам более полно отвечающих потребностям потребителей, особенно в части повышенных требований по безопасности с возможностью функционирования в замкнутом ядерном топливном цикле, но не имеющих достаточной референции и отличающихся более длительным сроком появления коммерческого продукта (4S, HTR-PM, IMSR400, Rolls-Royce SMR, S-ПРИЗМА и др.).

В основном зарубежные проекты нацелены на замещение угольной генерации и создание распределённой генерации электроэнергии.

## **ПУТИ РЕАЛИЗАЦИИ ПРЕДЛАГАЕМОЙ КОНЦЕПЦИИ**

Для реализации предложенных подходов представляется целесообразным разработать

установки на базе энерготехнологий поколения 4, включая *создание опытно-демонстрационного полигона на основе исследовательской атомной энерготехнологической установки (ИАЭТУ)* для отработки технологий производства промышленного тепла и кэптивного водорода для промышленных потребителей. На опытном полигоне необходимо отработать следующие технологии:

- АСММ для производства безуглеродного кэптивного водорода (тепла) и электричества, включая нормативную базу и обоснование конструкционных материалов;
- производства водорода методами высокотемпературного электролиза воды и термохимическими циклами разложения воды;
- бездоменного получения железа методом прямого восстановления из руды водородом и технологии получения чистых металлов и сплавов;
- радиационно-термического крекинга, водородного крекинга и водородной очистки нефти;
- безуглеродных технологий производства синтетического моторного топлива из водорода (аммиак, метанол и др.);
- подъёма тяжёлой нефти и реновации отработанных скважин.

ИАЭТУ должна быть тепловой мощности не менее 60 МВт, с температурой теплоносителя на выходе из активной зоны около 1100°C, обладать повышенными характеристиками безопасности и экономичностью. Для этих целей больше других подходит высокотемпературный газоохлаждаемый реактор на быстрых нейтронах (в качестве прототипа – ядерная энергодвигательная установка мегаваттного класса, разработанная АО «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежала»), с гелий-ксеноновой смесью в качестве теплоносителя и молибденовым сплавом ТСМ-7 в качестве конструкционного материала [19, 20]. Опытное производство карбонитридного уранового топлива для ядерной энергодвигательной установки создано совместно АО «НИИ НПО «Луч»» и АО «ГНЦ РФ Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского» и может быть использовано в целях получения топлива для ИАЭТУ.

В настоящее время концерном «Росэнергоатом» разрабатывается высокотемпературная газовая технология на тепловых нейтронах (с температурой газового теплоносителя 750°C) для широкомасштабного коммерческого производства водорода на атомных энерготехнологических станциях методом паровой конверсии метана. По сравнению с ней высокотемпературная быстрая газовая технология имеет ряд преимуществ: более высокий уровень температуры теплоносителя на выходе из активной зоны (1100°C), позволяющий реализовывать экономически и экологически эффективные технологии высокотемпературного электролиза воды и высокотемпературных термохимических циклов её разложения, а также обеспечивать промышленных потребителей высокопотенциальным теплом; более компактная активная зона; более высокая степень ядерной безопасности и отсутствие загрязнения углеродом-13; возможность работы в замкнутом ядерном топливном цикле.

Необходимо определиться с площадкой размещения опытного полигона для отработки технологий кэптивного производства водорода, высокопотенциального тепла и других промышленных применений на основе исследовательской атомной энерготехнологической установки.

С точки зрения предназначения установки возможные площадки её размещения – «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика А.И. Забабахина», где предполагается создать сертификационный центр водородных технологий мирового уровня и сформировать научный коллектив по водородным технологиям, либо упоминавшийся Физико-энергетический институт им. А.И. Лейпунского, обладающий необходимой

площадкой, исследовательской инфраструктурой, квалифицированным эксплуатационным персоналом, высвобождающимся при выводе из эксплуатации исследовательских реакторов АМ и БР-5 (10), а также научным персоналом, способным обеспечить успешную отработку вышеперечисленных и других технологий. Создание жидкосолевой реакторной установки с естественной циркуляцией топливной соли на основе *FLiBe* с прямым преобразованием тепловой энергии в электрическую мощностью до 500 кВт на основе предложений НИЦ “Курчатовский институт” [21, 22] целесообразно рассмотреть в рамках задачи формирования энергетической инфраструктуры освоения удалённых территорий, включая Северный морской путь и трансарктические перелёты. Эта установка имеет ряд преимуществ, отвечающих требованиям к АСММ для тепло- и электроснабжения удалённых территорий:

- возможность работы без перегрузки топлива не менее 20–30 лет;
- высокая (до 700°C) температура топливной соли позволяет получить КПД преобразования тепловой энергии в электрическую до 10% с использованием каскадных сегментированных термоэлектрических преобразователей;
- отсутствие механически движущихся частей позволяет эксплуатировать установку дистанционно без персонала;
- отсутствие персонала позволяет применять шахтное размещение установки, изолированное от проникновения извне, с заменой постоянной охраны на спутниковое наблюдение;
- возможность использования установки в сочетании с двигателем Стирлинга4;
- масса единичного модуля не более 20 т (грузоподъёмность транспортного вертолёта) позволяет расширить географию размещения с доставкой на завод-изготовитель для замены топлива и вывода из эксплуатации.

Важно, что сейчас имеются рассчитанные на длительный ресурс конструкционные материалы на основе никеля для жидкосолевых реакторов с температурой топливной соли до 700°C. Это разработанные в США модифицированный сплав Хастеллой-Н и его российские аналоги ХН80МТЮ, ХН80МТЮБ, НМ20В3-ВИ и НМ20Ч3-ВИ, также хорошие результаты показали молибденовые сплавы МР47У-ВД и МВ10У-ВД.

На более долгосрочную перспективу, при появлении эффективных технологий хранения и транспортировки водорода, а также новых конструкционных материалов, целесообразно рассмотреть создание высокотемпературного натриевого реактора большой мощности с температурой натрия на выходе из активной зоны 950°C для централизованного безуглеродного коммерческого производства водорода методом высокотемпературного электролиза воды либо методом высокотемпературного термохимического цикла разложения воды [23].

Преимущества высокотемпературной натриевой технологии по сравнению с упоминавшейся высокотемпературной газовой технологией на тепловых нейтронах, разрабатываемой концерном “Росэнергоатом”, состоят в следующем: более высокая энергонапряжённость активной зоны, до 400 МВт(т)/м<sup>3</sup> (высокотемпературный газовый реактор – до 9 МВт(т)/м<sup>3</sup>), соответственно гораздо более высокая производительность и низкая себестоимость производства водорода (эффект масштаба); значительно меньшие габариты реакторного блока (меньшие капитальные затраты); низкое давление в контуре теплоносителя (более низкая материалоемкость); более высокая температура теплоносителя, позволяющая реализовывать экономически и экологически эффективные технологии высокотемпературного электролиза воды и высокотемпературных термохимических циклов разложения воды; более высокая степень ядерной безопасности и отсутствие загрязнения углеродом-13; возможность работы в замкнутом ядерном топливном цикле. Главное достоинство натриевой технологии – возможность обеспечить естественную безопасность при минимизации систем безопасности, за счёт высокоэффективного отвода тепла конвекцией и теплопроводностью от ТВЭЛов к стенке корпуса и далее радиационно-конвективным

теплообменом к атмосферному воздуху при оптимальном соотношении интенсивности объёмного энерговыделения к поверхностному теплоотводу. Выполненные расчёты показывают, что для АСММ надёжный теплоотвод осуществляется уже при температуре натрия не более 550°C.

Реализация предложенных проектов должна осуществляться на цифровой платформе с привлечением технологии цифрового двойника. Для этой задачи наиболее эффективно использовать цифровую платформу ЛОГОС, разработанную “Российским федеральным ядерным центром –Всероссийским научно-исследовательским институтом ядерной физики”, как наиболее продвинутую в данной области и отвечающую современным требованиям.

\*\*\*

Развитие всей востребованной линейки атомных станций малой мощности – разносторонняя и достаточно затратная задача, её решение невозможно обеспечить силами одной госкорпорации “Росатом”. Необходимо также принять во внимание разнообразие реакторных технологий, удовлетворяющих требованиям для разных применений АСММ. Решение задачи подобного масштаба возможно только в рамках стратегической программы госкорпорации “Росатом” на базе широкой внутрироссийской кооперации с “Ростехом”, “Газпромом”, “Роснефтью”, металлургическими корпорациями и др., создания международных консорциумов с дружественными странами, как предложено академиком РАН Е.П. Велиховым в МАГАТЭ в 2008 г. [24].

Как было показано выше, для задачи кэптивного производства водорода и высокопотенциального тепла для промышленности предпочтительна высокотемпературная газовая установка на быстрых нейтронах, благодаря которой можно достичь требуемых технологических параметров и параметров безопасности. Однако сегодня как российскими, так и международными нормативами не допускается строительство объектов, использующих атомную энергию, непосредственно на территории опасных производств. Отсутствует нормативная база, требования к размещению, критериям и показателям безопасности и т.д. Отсутствуют также сертифицированные для применения на АЭС материалы, способные выдержать такого уровня температуры в присутствии агрессивных сред под действием излучения (кандидатные материалы существуют). Следовательно, реализацию нового направления следует начинать с создания опытно-демонстрационного полигона с исследовательской атомной энерготехнологической установкой, на которой можно обеспечить решение сложных вопросов. Для широкомасштабного централизованного коммерческого производства водорода по безуглеродной технологии более других подходит высокотемпературный натриевый реактор, а для инфраструктурных задач развития удалённых территорий – жидкосолевого реактор.

Таким образом, полномасштабное внедрение линейки АСММ в различных сферах жизнедеятельности человека для замещения технологий, использующих органическое сырьё, с целью глобальной декарбонизации мировой экономики и существенного снижения выбросов парниковых газов, представляет собой самостоятельную новую технологическую платформу атомной энергетики в дополнение к разрабатываемым на данный момент двум технологическим платформам –замкнутого ядерного топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах и управляемого термоядерного синтеза.

Создание новой технологической платформы на основе линейки АСММ потребует разработки и принятия стратегической программы госкорпорации “Росатом” по данному направлению.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Clark M.A., Domingo N.G.G., Colgan K. et al. Global food system emissions could preclude achieving the 1.5°and 2°C climate change targets // Science. 2020. V. 370. Iss. 6517. P. 705–708.

2. Status of Innovative Small and Medium Sized Reactor Designs 2005: Reactors with Conventional Refuelling Schemes / Intern. Atomic Energy Agency. Vienna, 2006 (IAEA-TECDOC-1485).
3. Status of Small Reactor Designs without On-site Refueling / Intern. Atomic Energy Agency. Vienna, 2007. (IAEA-TECDOC-1536).
4. Small Reactors without On-site Refueling: General Vision, Neutronic Characteristics, Emergency Planning Considerations, and Deployment Scenarios: Final Report of IAEA Coordinated Research Project on Small Reactors without On-site Refueling / Intern. Atomic Energy Agency. Vienna, 2010 (IAEA-TECDOC-1652).
5. Сборник материалов и результатов исследования вопросов правового и институционального обеспечения транспортабельной атомной энергетики / Госкорпорация “Росатом”, НИЦ “Курчатовский институт”. М.: НИЦ “Курчат. ин-т”, 2013.
6. Кузнецов В.П. Жизненный цикл транспортабельных атомных энергетических установок и отдельные вопросы его правового и институционального обеспечения // Отчёт международного проекта ИНПРО. Вып. 3 / РИЦ КИ. М., 2009.
7. Small Modular Reactors: Nuclear Energy Market Potential for Near-term Deployment. OECD-NEA.org. 2016.
8. Small Modular Reactors: Challenges and Opportunities. OECD-NEA.org. 2021.
9. Тарасенко А.Б., Школьников Е.И. Водородный цикл и другие способы буферного аккумулирования электроэнергии для энергоустановок на солнечных батареях: сравнительный технико-экономический анализ // Тезисы докладов Второй Международной конференции “Технологии хранения водорода” (Москва, 28–29 октября 2009 г.). С. 43–44.
10. Климентьев А.Ю., Климентьева А.А. Аммиак – перспективное моторное топливо для безуглеродной экономики // Транспорт на альтернативном топливе. 2017. № 3 (57). С. 32–44.
11. *The Hydrogen Economy. Opportunities and Challenges.* Cambridge University Press, 2009.
12. Журавлёв И.Б., Залужный А.А., Птицын П.Б. Технико-экономические исследования (ТЭИ) по теме приоритетного направления научно-технического развития “Водородная энергетика” // М.: ЦАИР, частное учреждение “Наука и инновации”, 2021.
13. Соловьев С.Л., Зарюгин Д.Г., Калякин С.Г., Лескин С.Т. Определение основных направлений развития атомных станций малой мощности // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2022. № 1. С. 22–31.
14. Rouillard J., Rouyer J. Technical and Economic Evaluation of Potable Water Production Through Desalination of Sea Water by Using Nuclear Energy and Other Means // Intern. Atomic Energy Agency. Vienna, 1992. (IAEA-TECDOC-666).
15. Сборник работ лауреатов международного конкурса научных, научно-технических и инновационных разработок, направленных на развитие и освоение Арктики и континентального шельфа. М.: Министерство энергетики Российской Федерации, ООО “Технологии развития”, 2014.
16. Левченко В.А., Белугин В.А., Казанский Ю.А. и др. Основные характеристики америциевого реактора для нейтронной терапии. Реактор “Марс” // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2003. № 3. С. 72–82.
17. *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments.* 2018 Edition. IAEA. [https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book\\_2018.pdf](https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2018.pdf)
18. *Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A supplement to: IAEA Advances Reactors Information System (ARIS),* 2020 Edition, IAEA, Vienna. [https://aris.iaea.org/Publications/SMR\\_Book\\_2020.pdf](https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf)

19. Драгунов Ю.Г. Быстрый газоохлаждаемый реактор для космической ЯЭДУ мегаваттного класса // Конф. “Инновации в атомной энергетике – 2014”. М.: НИКИЭТ, 2014.
20. Ловцов А.С., Селиванов М.Ю., Томилин Д.А. и др. Основные результаты разработок Центра Келдыша в области ЭРДУ // Известия РАН. Энергетика. 2020. № 2. С. 3–15.
21. Ковальчук М.В., Чайванов Б.Б., Абалин С.С., Фейнберг О.С. Ядерный источник на жидких солях для Арктики // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2018. Вып. 1. С. 61–69.
22. Ковальчук М.В., Чайванов Б.Б., Абалин С.С. и др. К вопросу выбора ядерного энергоисточника для Арктики // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2020. Вып. 3. С. 4–12.
23. Сорокин А.П., Калякин С.Г., Козлов Ф.А. и др. Высокотемпературная ядерная энерготехнология на основе быстрых реакторов с натриевым теплоносителем для производства водорода // Атомная энергия. 2014. Т. 116. Вып. 4. С. 194–203.
24. Reinforcing the Global Nuclear Order for Peace and Prosperity: The Role of the IAEA to 2020 and Beyond. Report prepared by an independent Commission at the request of the Director General of the International Atomic Energy Agency. May 2008. \_\_



# ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИСТОЧНИКОВ ПОСТУПЛЕНИЯ РАДИОИЗОТОПОВ СУРЬМЫ В ТРАПНЫЕ ВОДЫ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-1200

*В. Г. Аржаткин, к.т.н. Е. А. Иванов, Д. А. Крутских, И. И. Маракулин,  
А. С. Семеновых, к.т.н. В. Ф. Тялков, к.ф.-м.н. Д. А. Шаров, А. Ю. Юдаков*

В 2021 — 2022 гг. АО «ВНИИАЭС» по заказу филиала АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция» выполнен НИОКР по определению источников поступления радионуклидов сурьмы в трапные воды при эксплуатации реакторной установки ВВЭР-1200. Целью НИОКР являлось определение источников и процессов поступления радиоизотопов сурьмы в трапные воды при эксплуатации энергоблока № 1 НВАЭС-2 и разработка технических предложений по снижению поступления радиоизотопов сурьмы в трапные воды. Необходимость НИОКР обусловлена тем, что после ввода в эксплуатацию блока № 1 НВАЭС-2 выявлено, что проектная система специальной водоочистки (далее – СВО) в должной мере не обеспечивает очистку образующихся трапных вод [1]. Установка переработки трапных вод (далее – УПТВ) не способна очистить воду от радиоизотопов сурьмы  $^{122}\text{Sb}$ ,  $^{124}\text{Sb}$  и  $^{125}\text{Sb}$ , присутствие которых в трапной воде не предусмотрено при проектировании. В результате, при переработке трапных вод на УПТВ образуются сухие соли, относящие к радиоактивным отходам, что не соответствует проекту [1].

Работы в рамках НИОКР включали в себя:

- 1) определение механизмов образования и поступления радиоизотопов сурьмы в трапные воды;
- 2) анализ опыта решения проблемы «радиоизотопов сурьмы» на зарубежных АЭС;
- 3) экспериментальные исследования содержания радиоизотопов сурьмы в жидких средах систем РУ ВВЭР-1200;
- 4) экспериментальные исследования содержания радиоизотопов сурьмы в трапных водах;
- 5) камеральное и экспериментальное исследование содержания примесей сурьмы и олова в конструкционных материалах;
- 6) моделирование образования и переноса радиоизотопов сурьмы в первом контуре РУ ВВЭР-1200;
- 7) анализ вероятных источников поступления сурьмы в теплоноситель первого контура (далее – ТПК) РУ ВВЭР-1200 с определением возможных путей решения проблемы присутствия радиоизотопов сурьмы в трапных водах, и разработкой рекомендаций по дальнейшим мероприятиям.

## **1 Механизмы образования и поступления радиоизотопов сурьмы в трапные воды**

При эксплуатации АЭС образуются три основных радиоизотопа сурьмы:  $^{122}\text{Sb}$  ( $T_{1/2} = 2,7$  суток),  $^{124}\text{Sb}$  ( $T_{1/2} = 60,2$  суток) и  $^{125}\text{Sb}$  ( $T_{1/2} = 2,77$  лет).

Проведенный анализ показал, что основным механизмом образования в ТПК радиоизотопов  $^{122}\text{Sb}$  и  $^{124}\text{Sb}$  является радиационный захват нейтронов на стабильных изотопах сурьмы  $^{121}\text{Sb}$  и  $^{123}\text{Sb}$  с изотопной распространенностью 57,21 % и 42,79 %, соответственно.

Основным механизмом образования  $^{125}\text{Sb}$  является радиационный захват нейтронов  $^{124}\text{Sn}$  (изотопная распространенность – 5,79 %) с образованием радиоизотопа олова  $^{125}\text{Sn}$ , который распадается с периодом полураспада 9,64 суток в  $^{125}\text{Sb}$ . Кроме того, вклад в поступление  $^{125}\text{Sb}$  в ТПК может давать процесс деления ядерного топлива

(далее – ЯТ). Свойства и механизмы образования радиоизотопов сурьмы приведены в таблице 1 [2 — 4].

Поступление стабильных изотопов сурьмы и олова в ТПК возможно в результате:

1) коррозионно-эрозионных процессов из конструкционных материалов первого контура, включая материалы оборудования, трубопроводов, сварочных швов, арматуры, датчиков контрольно-измерительных приборов (далее – КИП), контактирующих с ТПК;

2) вымывания из материалов уплотнений насосного оборудования систем, связанных с ТПК;

3) введения в ТПК реагентов, используемых для ведения водно-химического режима (далее – ВХР).

Таблица 1 – Свойства и механизмы образования радиоизотопов сурьмы [2 — 4]

Изотоп Sb	Характеристики радиоактивности		Основной механизм образования	Сечение реакции на тепловых нейтронах, барн	Резонансный интеграл, барн	Материнский изотоп (изотопная распространенность, %)
	Период полураспада	Вид				
$^{122}\text{Sb}$	2,7 суток	$\beta^-$ , $\gamma$	$^{121}\text{Sb}(n,\gamma)^{122}\text{Sb}$	5,77	206	$^{121}\text{Sb}$ (57,21)
$^{124}\text{Sb}$	60,2 суток	$\beta^-$ , $\gamma$	$^{123}\text{Sb}(n,\gamma)^{124}\text{Sb}$	3,87	128	$^{123}\text{Sb}$ (42,79)
$^{125}\text{Sb}$	2,77 года	$\beta^-$ , $\gamma$	$^{124}\text{Sn}(n,\gamma)^{125}\text{Sn}$ $^{125}\text{Sn} \rightarrow ^{125}\text{Sb} + e^- + \bar{\nu}$ ( $T_{1/2}=9,64$ сут.)	0,13	8	$^{124}\text{Sn}$ (5,79)

Из ТПК радионуклиды с организованными и неорганизованными протечками и течами, при выполнении работ на вскрытом оборудовании первого контура, при взрыхлении и регенерации ионообменных смол СВО, поступают в трапные воды. Схема образования и поступления радиоизотопов сурьмы в трапные воды представлена на рис. 1.

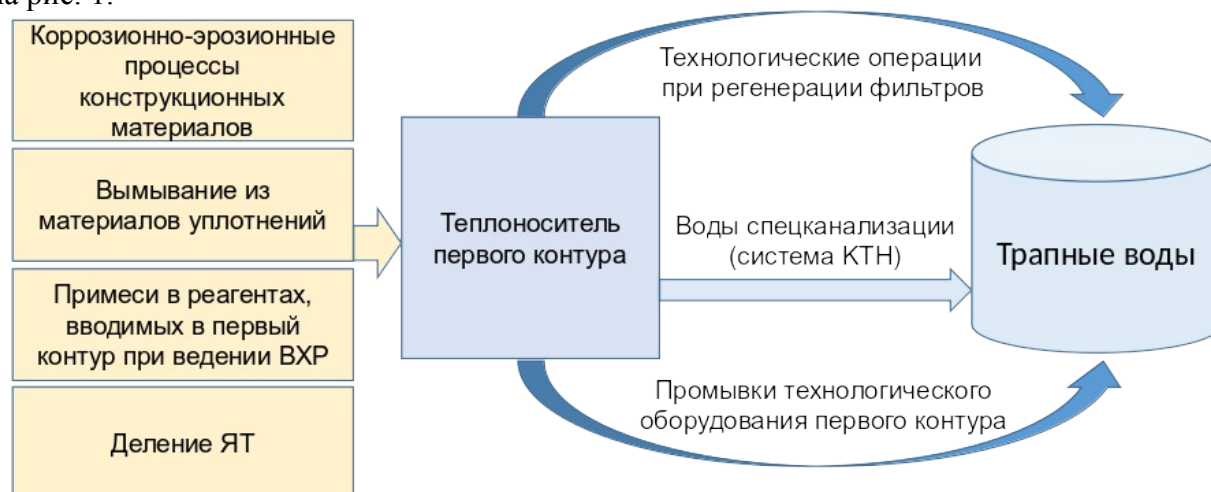


Рис. 1 – Схема образования и поступления радиоизотопов сурьмы в трапные воды

## 2 Опыт решения проблемы «радиоизотопов сурьмы» на зарубежных АЭС

Анализ опыта эксплуатации зарубежных АЭС показал, что проблема с сурьмой не является специфичной исключительно для энергоблоков с реакторами ВВЭР-1200 на НВАЭС-2 и ранее неоднократно возникала на зарубежных АЭС [5]. Однако в преобладающем большинстве случаев проблема была связана с ухудшением радиационной обстановки на АЭС в результате накопления радиоизотопов сурьмы на внутренних поверхностях трубопроводов первого контура, что не наблюдается на

НВАЭС-2. Единственным исключением является АЭС «Ханбит» (Южная Корея), где аналогично НВАЭС-2 выявлены сложности с очисткой жидких радиоактивных сред от радиоизотопов сурьмы, также неучтенных при проектировании, после отказа от ВА в пользу ионообменной технологии [6].

Основными источниками поступления сурьмы в теплоноситель РУ, согласно международному опыту, являются пусковые источники нейтронов (Sb-Be), уплотнения и подшипники насосов, а также различные конструкционные и другие материалы, контактирующие с ТПК. В таблице 2 приведена сводная информация по выявленным на зарубежных АЭС источникам сурьмы и мероприятиям по их устранению. В связи с тем, что наличие сурьмы способствует повышению твердости и механической прочности, отдельные поставщики широко ее применяли в составе конструкционных материалов главного циркуляционного насоса (далее – ГЦН) и насосов вспомогательных систем. По имеющимся данным, проблема с содержанием сурьмы в конструкционных материалах не характерна для ГЦН советского и российского производства.

Таблица 2 – Сводная информация по выявленным на зарубежных АЭС источникам поступления сурьмы

Страна	Суть проблемы	Выявленные источники сурьмы	Мероприятия по устранению
<b>Германия</b> («Библис», «Филиппсбург», «Неккарвестхайм») [7], [8]	Ухудшение радиационной обстановки (РО)	ГЦН и другие насосы	Замена оборудования на аналоги без сурьмы
<b>Испания</b> («Альмарас») [9]	Ухудшение РО	Пусковой источник нейтронов (Sb-Be)	Удаление поврежденного пускового источника нейтронов
<b>Канада</b> («Джентилли») [10]	Ухудшение РО	ГЦН (уплотнения и подшипники)	Дезактивация контура
<b>Китай</b> («Янцзян») [11]	Ухудшение РО	Пусковой источник нейтронов (Sb-Be)	Нет информации
<b>Финляндия</b> («Ловииса») [12], [13]	Ухудшение РО	ГЦН, реагенты ВХР	Замена оборудования на аналоги без сурьмы, контроль сурьмы в реагентах
<b>Франция</b> («Сан-Лоран» и др.) [14], [15]	Ухудшение РО	Насосы вспомогательных систем, пусковые источники нейтронов (Sb-Be)	Замена оборудования на аналоги без сурьмы
<b>Швеция</b> («Рингхалс») [16]	Ухудшение РО	Конструкционные материалы	В разработке
<b>Южная Корея</b> («Ханбит») [6]	Присутствие радиоизотопов сурьмы в сбросе	ГЦН, конструкционные материалы	Замена уплотнений ГЦН на аналоги без сурьмы, мембранная фильтрация

Важно отметить, что за счет реализации мероприятий по выявлению и исключению локальных высокоинтенсивных источников сурьмы удельные активности изотопов сурьмы в ТПК зарубежных АЭС радикально снижались (на несколько порядков) до значений, фактически наблюдаемых в ТПК энергоблока № 1 НВАЭС-2.

### 3 Экспериментальное исследование содержания радиоизотопов сурьмы в жидких средах систем РУ ВВЭР-1200

Анализ результатов радиационного контроля (далее – РК) ТПК в ходе первых четырех топливных кампаний энергоблока № 1 НВАЭС-2 с 2017 по 2022 год показал, что радиоизотопы сурьмы в пробах ТПК во время работы РУ на мощности при стационарных условиях, в основном, не обнаруживались, а в переходных режимах обнаруживались эпизодически. В рамках НИОКР после изменения методики измерений было установлено, что при стационарных условиях работы РУ на мощности удельные активности изотопов сурьмы в ТПК находятся в диапазоне (150 ÷ 2500) Бк/кг и, в среднем, составляют примерно 2000 Бк/кг, 300 Бк/кг и 200 Бк/кг для  $^{122}\text{Sb}$ ,  $^{124}\text{Sb}$  и  $^{125}\text{Sb}$ , соответственно.

Как показал анализ, при разгрузках, остановах или пуске РУ энергоблоков НВАЭС-2 наблюдается резкий рост удельных активностей изотопов сурьмы в ТПК, что характерно также для других АЭС. Удельные активности возрастают на два – три порядка до ( $10^4 \div 10^6$ ) Бк/кг. Наблюдаемый примерно одинаковый рост удельных активностей изотопов сурьмы при нестационарных условиях работы РУ в различные топливные кампании свидетельствует о том, что поступление стабильных изотопов олова и сурьмы в ТПК энергоблока № 1 НВАЭС-2 с начала его эксплуатации происходит непрерывно и примерно с одинаковой скоростью.

На основе собранного массива информации проведен анализ динамики удельной активности изотопов сурьмы и определены механизмы ее резкого роста в переходных режимах. Выявлено, что такой рост происходит в два этапа:

1) после прекращения дозирования аммиака в первый контур за сутки до начала расхолаживания РУ (проектный режим), когда изменяются окислительно-восстановительные условия в ТПК;

2) во время снижения тепловой мощности РУ с вводом в ТПК борной кислоты для создания его стояночной концентрации (при этом происходит переход водородного показателя рН ТПК из щелочной области в кислую, что приводит к частичному растворению отложений на поверхностях тепловыделяющих сборок (далее – ТВС), оборудования и трубопроводов первого контура).

Указанные наблюдения подтверждают и независимые результаты исследований динамики удельных активностей изотопов сурьмы в ТПК на зарубежных АЭС [17].

На рис. 2 представлена динамика удельной активности  $^{124}\text{Sb}$  в ТПК энергоблока № 2 НВАЭС-2 с наложением информации о мощности РУ, концентрации борной кислоты в ТПК, температуры ТПК, расхода теплоносителя на СВО. Также на рис. 3 обозначены моменты отключения ГЦН и для сопоставления приведена информация по удельной активности  $^{54}\text{Mn}$ .

Рис. 2 – Динамика удельной активности  $^{124}\text{Sb}$  в ТПК энергоблока № 2 НВАЭС-2. Этапы 1 и 2 роста удельной активности  $^{124}\text{Sb}$  обозначены соответствующими цифрами

Анализ показал, что ведение ВХР первого контура при работе энергоблоков НВАЭС-2 с РУ ВВЭР-1200 на мощности осуществлялось в соответствии с установленными требованиями и не могло привести к поступлению повышенных количеств сурьмы в первый контур.

На основе анализа экспериментальных данных получена оценка эффективности фильтрации радиоизотопов сурьмы штатной системой низкотемпературной очистки ТПК (КВЕ) – от 37 % до 76 %, что значительно ниже эффективности очистки (в среднем 95 %) других радионуклидов коррозионного происхождения. Несмотря на относительно низкую эффективность очистки по состоянию на конец отдельной топливной кампании РУ ВВЭР-1200 на фильтрах системы КВЕ накапливается значительная активность каждого из изотопов сурьмы ( $\sim 1,0 \cdot 10^{10}$  Бк), что в результате приводит к периодическому кратковременному росту удельной активности радиоизотопов сурьмы в трапных водах при взрыхления фильтров указанной системы.

Наблюдаемые значения удельной активности изотопов сурьмы в ТПК энергоблоков НВАЭС-2 характерны и для других АЭС РФ с ВВЭР, а также зарубежных АЭС, где проблематика сурьмы не принималась во внимание в силу своей незначительности (например, энергоблок № 5 АЭС «Козлодуй» [18]).

Отсюда можно заключить, что поступление стабильных изотопов сурьмы и олова в ТПК при работе РУ энергоблоков НВАЭС-2 не является аномальными и свидетельствует об отсутствии высокоинтенсивных источников сурьмы, как это имело место на отдельных зарубежных АЭС.

#### 4 Экспериментальное исследование содержания радионуклидов сурьмы в трапных водах

Анализ собранного массива данных по результатам РК трапной воды, образующейся при эксплуатации энергоблоков НВАЭС-2, показал, что:

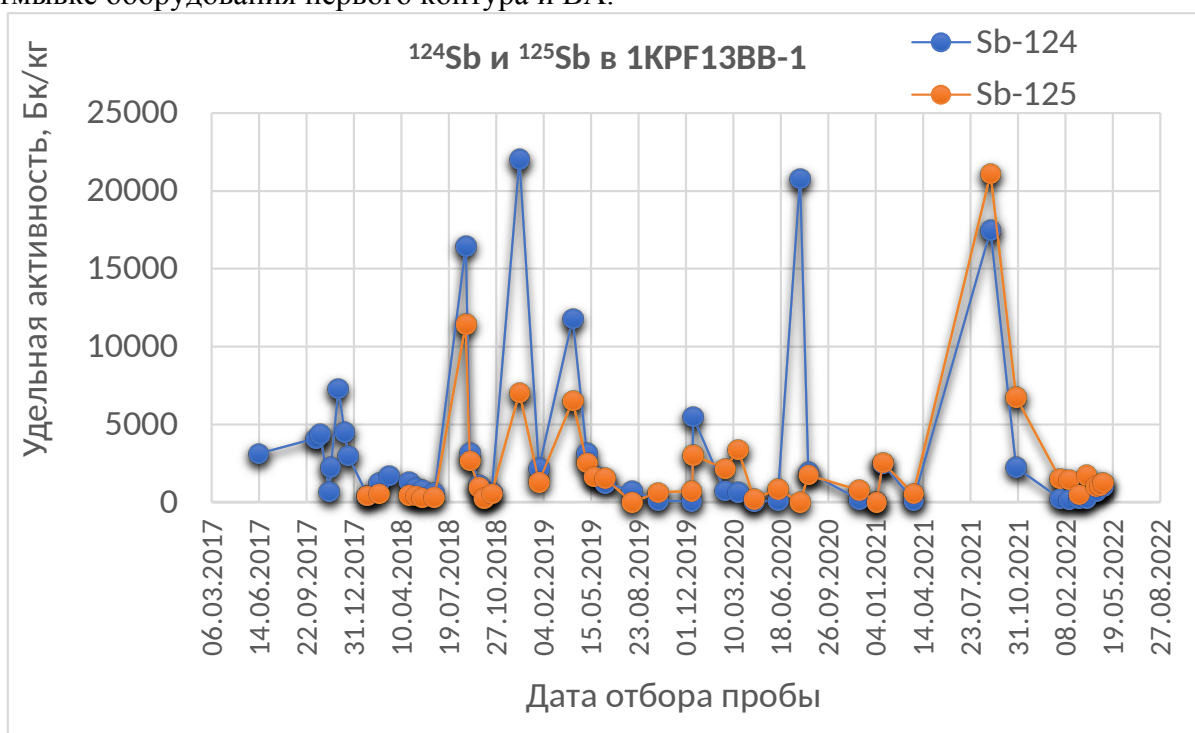
- удельные активности  $^{124}\text{Sb}$  и  $^{125}\text{Sb}$  в трапной воде варьируются в широком диапазоне до  $3,6 \cdot 10^4$  Бк/кг при среднем значении примерно  $3,0 \cdot 10^3$  Бк/кг, медианном –  $1,0 \cdot 10^3$  Бк/кг;

- радионуклиды сурьмы  $^{124}\text{Sb}$  и  $^{125}\text{Sb}$  формируют основной вклад (в среднем, около 51 %) в удельную активность гамма-излучающих радионуклидов в трапной воде.

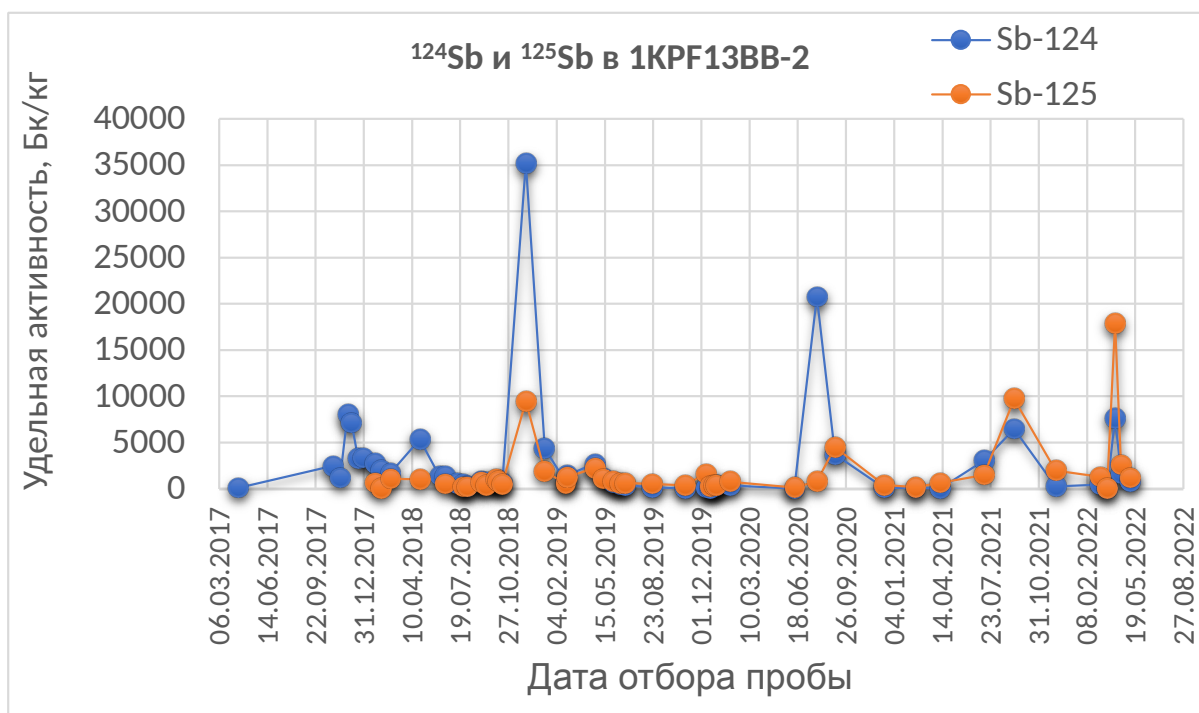
Радионуклид  $^{122}\text{Sb}$  обнаруживается в незначительной части проб и значимого вклада в удельную активность трапных вод не дает, что обусловлено его малым периодом полураспада ( $T_{1/2} = 2,7$  сут.) относительно времени формирования трапных вод.

На рис. 3 представлена динамика удельных активностей  $^{124}\text{Sb}$  и  $^{125}\text{Sb}$  в трапной воде баков 1КРФ13ВВ-1 и 1КРФ13ВВ-2 энергоблока № 1 НВАЭС-2. Видно, что в трапных баках в отдельные моменты времени наблюдается резкий рост удельной активности изотопов сурьмы на один-два порядка величины.

Анализ имеющей информации и результатов контроля различных сред показал, что наблюдаемые в баках трапных вод энергоблока № 1 НВАЭС-2 удельные активности изотопов сурьмы обусловлены поступлением  $^{124}\text{Sb}$  и  $^{125}\text{Sb}$  из фильтров системы очистки ТПК (с жидкими средами после регенерации и взрыхления) и при отмывке оборудования первого контура и ВА.



а)



б)

Рис. 3 – Динамика удельной активности <sup>124</sup>Sb и <sup>125</sup>Sb в трапной воде баков 1KPF13BB-1 (а) и 1KPF13BB-2 (б) энергоблока № 1 НВАЭС-2

### 5 Камеральные и экспериментальные исследования содержания примесей сурьмы и олова в конструкционных материалах

Для идентификации источников поступления стабильной сурьмы и олова в ТПК проведены камеральные и экспериментальные исследования содержания примесей сурьмы и олова в конструкционных материалах.

В результате анализа заводской документации на оборудование, сопроводительной поставочной документации на трубопроводы, сертификатов на материалы, применённые при изготовлении оборудования, а также документов по стандартизации (ГОСТ [19]) установлено, что:

- содержание сурьмы и олова не регламентировано ГОСТ [19] для подавляющего большинства сталей, применённых в качестве конструкционных материалов;

- полноценной достоверной информации по содержанию сурьмы в сертификатах не содержится.

В рамках НИОКР проведено экспериментальное исследование систем, контактирующих с ТПК и рассматриваемых как потенциальные источники сурьмы и олова. Персоналом НВАЭС-2 было отобрано и предоставлено для исследований восемь представительных образцов материалов главного циркуляционного трубопровода (далее – ГЦТ), главного циркуляционного насосного агрегата (далее – ГЦНА), оболочки твэл, импульсных трубопроводов КИП. Исследование химического состава отобранных образцов выполнено в материаловедческой лаборатории ГНЦ РФ «ФЭИ» с применением эмиссионного спектрометра с индуктивно связанной плазмой Optima 8000. Нижний предел измерения применяемой методики измерений составлял  $5 \cdot 10^{-5}$  % масс. Перечень исследованных образцов и результаты измерений приведены в таблице.3.

В результате исследований примеси сурьмы обнаружены во всех образцах с содержанием в диапазоне значений ( $10^{-4} \div 10^{-2}$ ) % масс. Примеси олова обнаружены практически во всех исследованных образцах с содержанием в диапазоне значений ( $5 \cdot 10^{-5} \div 10^{-3}$ ) % масс.

Полученные результаты свидетельствуют, что примеси сурьмы и олова присутствуют во всех конструкционных материалах, контактирующих с ТПК. При этом каких-либо аномально высоких их содержаний (как в отдельных случаях на зарубежных АЭС) не обнаружено.

Таблица 3 – Перечень исследованных образцов и результаты измерений

№ п/п	Образец	Материал	Содержание примеси, % масс.	
			Сурьма	Олово
1	Ушко втулки блока уплотнения ГЦНА	14X17H2	$(2,9 \div 3,0) \cdot 10^{-2}$	$8,0 \cdot 10^{-5}$
2	Крепежный болт от нижнего радиального подшипника ГЦНА	12X18H10T	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$
3	Шестигранный болт от накладки радиально-осевого подшипника ГЦНА	12X18H10T	$1,3 \cdot 10^{-2}$	$(1,8 \div 2,0) \cdot 10^{-4}$
4	Болт узла крепления конуса ГЦНА к корпусу сферическому	07X16H4Б	$(1,3 \div 1,4) \cdot 10^{-2}$	< НПИ*
5	Темплет основного металла, вырезанный из образцов контрольных сварных соединений, использованных при аттестации сварки ГЦТ	15X2НМФА-А	$(2,7 \div 8,4) \cdot 10^{-4}$	$(4,0 \div 4,2) \cdot 10^{-4}$
6	Темплет сварочного шва, вырезанный из образцов контрольных сварных соединений, использованных при аттестации сварки ГЦТ	15X2НМФА-А	$(0,22 \div 2,4) \cdot 10^{-3}$	$\leq 2,4 \cdot 10^{-4}$
7	Материал оболочки твэл	Св-07X25H13	$(2,0 \div 3,5) \cdot 10^{-4}$	$7,5 \cdot 10^{-3}$
8	Образец трубы для импульсных трубопроводов КИП	Э110	$1,7 \cdot 10^{-2}$	$6,5 \cdot 10^{-5}$
*НПИ-нижний порог измерения				

## 6 Моделирование образования и переноса радиоизотопов сурьмы в первом контуре РУ ВВЭР-1200

Для анализа и интерпретации полученных экспериментальных данных разработана камерная модель, описывающая процессы образования, массопереноса и накопления радиоизотопов сурьмы в первом контуре (схема модели приведена на рис. 4). Разработанная модель учитывает:

- массоперенос стабильных элементов, являющихся материнскими для радиоизотопов сурьмы и олова (выход из конструкционных материалов, смыв, осаждение на поверхностях, перенос теплоносителем, очистка на СВО);
- образование радиоизотопов сурьмы и олова при активации примесей ТПК, в отложениях на поверхностях активной зоны РУ и в конструкционных материалах;
- массоперенос радиоизотопов сурьмы;
- радиоактивный распад.

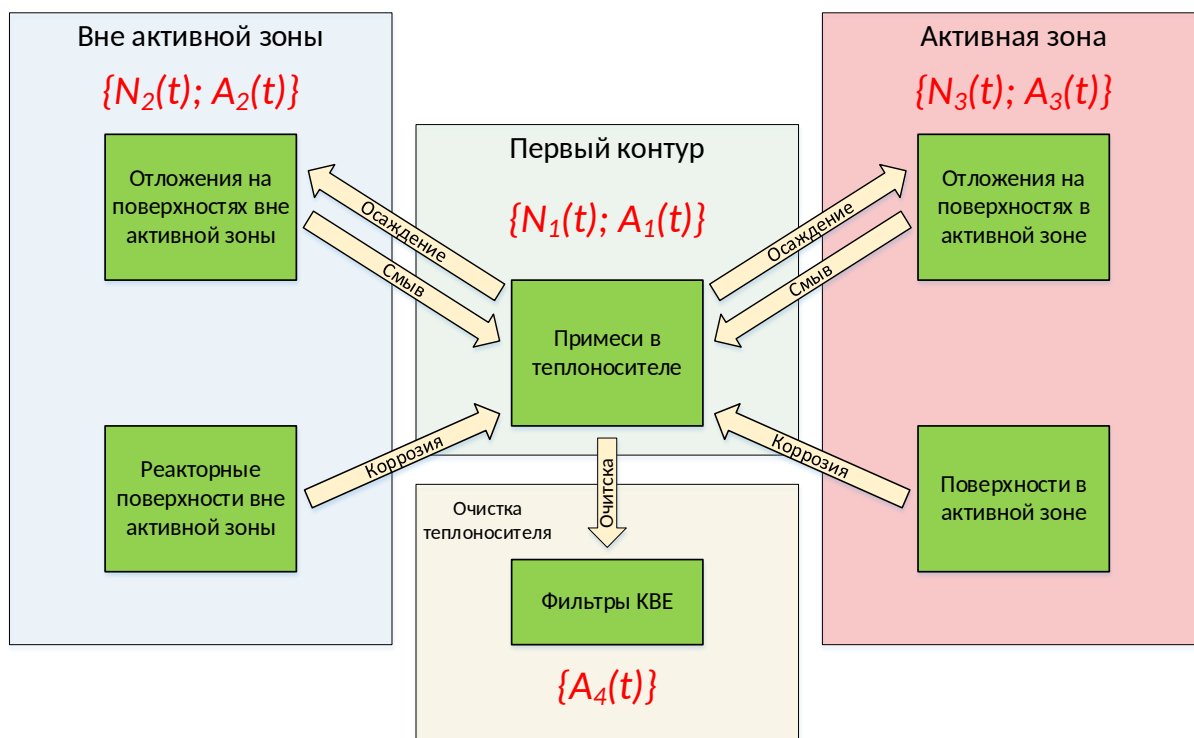


Рис. 4 – Схема модели массопереноса продуктов коррозии в ТПК

На рис. 5 приведены результаты расчета накопления радиоизотопов сурьмы в ТПК в течение пяти топливных кампаний энергоблока № 1 НВАЭС-2 в сравнении с результатами измерения удельной активности изотопов сурьмы в ТПК при работе на стационарном уровне мощности, полученными в рамках НИОКР для пятой кампании. Видно, что значения удельных активностей  $^{122}\text{Sb}$ ,  $^{124}\text{Sb}$  и  $^{125}\text{Sb}$  в ТПК РУ ВВЭР-1200, рассчитанных по разработанной модели, с учетом полученных в рамках НИОКР экспериментальных значений содержания сурьмы и олова в конструкционных материалах, в целом удовлетворительно согласуются с соответствующими результатами измерений при стационарных условиях работы энергоблока № 1 НВАЭС-2.

В результате применения модели установлено, что наблюдаемые в ТПК удельные активности радиоизотопов сурьмы обусловлены поступлением стабильной сурьмы и олова из обладающих наибольшей площадью поверхности контакта с ТПК конструкционных материалов парогенератора (сплав 08X18H10T) и ТВС (сплавы Э635 и Э110).

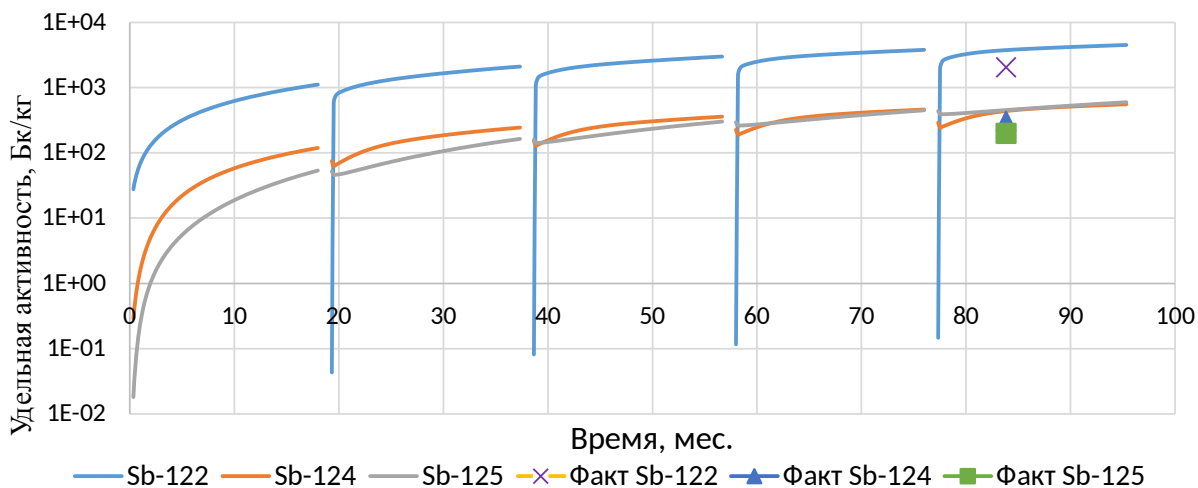




Рис. 5 – Результаты расчета накопления радиоизотопов сурьмы в ТПК в течение пяти топливных кампаний энергоблока № 1 НВАЭС-2 в сравнении с экспериментальными данными

## **7 Вероятные источники поступления сурьмы в ТПК РУ ВВЭР-1200**

Сурьма может поступать в ТПК как в виде стабильных изотопов с последующей активацией, так и в виде радиоактивных изотопов.

Как было указано в разделе 1 настоящей статьи, поступление стабильных изотопов сурьмы и олова в ТПК возможно в результате различных коррозионно-эрозионных процессов из конструкционных материалов первого контура, за счет вымывания из материалов уплотнений насосного оборудования связанных с ТПК систем, а также при введении в ТПК реагентов, используемых при ведении ВХР.

В результате выполненного комплекса исследований установлено:

- материалы уплотнений насосов, а также реагенты, применяемые при ведении ВХР, существенного вклада в поступление сурьмы в ТПК не дают;
- вклад поступления радиоизотопов сурьмы за счет деления ЯТ незначителен;
- определяющим источником поступления стабильных изотопов сурьмы и олова в ТПК энергоблока № 1 НВАЭС-2 являются конструкционные материалы главного циркуляционного контура (далее – ГЦК).

Поступление стабильных примесей сурьмы и олова происходит со всей поверхности ГЦК. При этом:

- основным (~ 94 %) источником поступления стабильной сурьмы в ТПК является конструкционный материал трубчатки парогенератора (сплав 08X18N10T);
- стабильное олово в ТПК, в основном, поступает из используемых в конструкции ТВС сплавов Э635 (~ 72 %) и Э110 (~ 21 %).

Доминирование парогенератора и ТВС как источников поступления стабильных изотопов сурьмы и олова в ТПК обусловлено двумя факторами:

- наличием примесей сурьмы и олова;
- значительными площадями контакта с ТПК.

### **Основные выводы**

Содержание радиоизотопов сурьмы в ТПК энергоблока № 1 НВАЭС-2 в целом сравнимо или меньше значений, характерных для других энергоблоков с реакторами ВВЭР и PWR в РФ и за рубежом, и соответствует оптимальному уровню по опыту эксплуатации зарубежных АЭС.

Радиоизотопы  $^{124}\text{Sb}$  и  $^{125}\text{Sb}$  формируют примерно 51 % суммарной удельной активности гамма-излучающих радионуклидов в трапной воде. При этом в трапных баках энергоблока № 1 НВАЭС-2 в отдельные моменты времени регистрируется резкий рост удельной активности изотопов сурьмы на один-два порядка величины. Максимальные удельные активности изотопов сурьмы, зарегистрированные в баках трапных вод энергоблока № 1 НВАЭС-2, обусловлены поступлением радиоизотопов сурьмы с жидкими средами после регенерации и взрыхления фильтров систем очистки ТПК, после отмывки оборудования первого контура, контактирующего с ТПК, и ВА.

Радиоизотопы сурьмы образуются в результате процессов активации стабильных изотопов сурьмы и олова. Примеси сурьмы и олова присутствуют во всех конструкционных материалах, причем, в основном, в следовых количествах. Полностью избавиться от них не представляется возможным.

Основным источником поступления стабильных изотопов сурьмы в ТПК на энергоблоке № 1 НВАЭС-2 являются конструкционные материалы трубчатки парогенератора. Основным источником поступления стабильных изотопов олова в ТПК – материалы ТВС.

На основе проведенного анализа и изучения опыта эксплуатации зарубежных АЭС можно сделать заключение, что главным направлением решения проблемы,

связанной с повышенным содержанием радиоизотопов сурьмы в жидких средах действующих и сооружаемых АЭС, является изменение технологии обращения с трапными водами, а для проектируемых — нормирование содержания активируемых изотопов в конструкционных материалах.

#### ЛИТЕРАТУРА

- 1 В.П. Поваров и др. Опыт внедрения систем ионоселективной очистки трапных вод от радионуклидов на блоках 1-2 НВАС-2. АНРИ, № 4 (103), 2020
- 2 Постановление Правительства Российской Федерации от 19.10.2012 № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов»
- 3 National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory, Режим доступа: <https://www.nndc.bnl.gov/> База NNDC BNL (дата доступа 01.02.2023)
- 4 Российская библиотека Файлов Оцененных Нейтронных Данных (РОСФОНД-2010). Режим доступа: <https://www.ippe.ru/reactors/reactor-constants-datacenter/rosfond-neutron-database> (дата доступа 01.02.2023)
- 5 Radiation Protection Aspects of Primary Water chemistry and Source-term Management. Report. April 2014. NEA/CRPPH/R(2014)2
- 6 Ok Sung Lee. Nuclear power plants generate radioactive waste within the liquid antimony(Sb) and removal study. Dissertation. Chosun University, 2016
- 7 Report of the operational safety review team (OSART) mission to the Neckarwestheim Nuclear Power Plant. Germany. 8 to 24 october 2007 and follow-up visit 11 to 14 may 2009. IAEA-NSNI/OSART/07/142F
- 8 H. Stöckert, H. Emmert and Ch. Meyer zu Schwabedissen, VGB-Kraftwerkstechnik 67 (3) (1987) 288
- 9 D. Sustacha Duo, A. Leal. Reduction of the collective doses in Almaraz Nuclear Power Plant through source term reduction and the workload reduction. 2004 ISOE International ALARA Symposium, Lyon (France), 24-26 March 2004
- 10 Y. Dundar, S. Odar, K. Streit, H. Allsop, D. Guzonas. Application of KWU antimony removal process at Gentilly-2. International conference on water chemistry of nuclear reactor systems. Bournemouth (United Kingdom), 13-17 Oct 1996
- 11 WANO Event Report. WANO PC 2019-0307. Abnormal increase of radioactive antimony nuclide activity in primary circuit of Unit Y1
- 12 Karl-Heinz Neeb. The Radiochemistry of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors. De Gruyter, 1997
- 13 S. Jaervimaeki, R. Kvarnstroem, M. Maekinen, K. Maekelae. Actions taken to significantly reduce activity levels on primary loop surfaces at Loviisa NPP. Proceedings of nuclear plant chemistry conference 2014 Sapporo (NPC 2014)
- 14 M. Berger, J.L. Bretelle, A. Rocher. Impact of main radiological pollutants on contamination risks (ALARA) optimisation of physico-chemical environment and retention techniques during operation and shutdown. Third ISOE European Workshop. Portoroz, Slovenia, 17-19 April 2002
- 15 G. Gaudard, B. Gilles, F. Mesnage, F. Cattant. Improvements of primary coolant shutdown chemistry and reactor coolant system cleanup. Chemistry 2002: International conference on water chemistry in nuclear reactors systems - operation optimisation and new developments. Avignon (France), 22-26 Apr 2002
- 16 Madelene Johansson. Ringhals - Operational Experience on Silver and Antimony related to doses. ISOE International Symposium.Brussels, 1-3 June 2016

17 Radiochemistry control of the fuel during reactor operation and shut-down reactor on «Kozloduy» NPP, unit 5 and 6. WANO Workshop on Fuel Integrity Monitoring. Temelin NPP, Czech Republic, 10 - 12 November 2009

18 Ivan Dobrevski. WWER-1000 Coolant Chemistry Improvement by Extended Fuel Cycles. Additional information. IAEA-TECDOC-1666 companion CD, 2011

19 ГОСТ 5632-2014 Нержавеющие стали и сплавы коррозионно-стойкие, жаростойкие и жаропрочные. Марки

## РАЗРАБОТКА КОМПЛЕКТА МЕТОДИК РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВВОДЕ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ И ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС

*к.ф.-м.н. Д.А. Шаров, А.С. Коротков, к.т.н. И.В. Пырков*

В период с 2019 по 2022 гг. выполнен комплекс работ по разработке и аттестации комплекта методик радиационного контроля для обеспечения безопасности при вводе в эксплуатацию и эксплуатации блоков Белорусской АЭС с учетом требований регулирующих документов Республики Беларусь, включающий:

1) МВК 9.9(51)-19 «Методика радиационного контроля свежего ядерного топлива и транспортных упаковок для транспортирования СЯТ и ОЯТ Белорусской АЭС»;

2) МВК 9.9(52)-19 «Методика радиационного контроля фиксированного и нефиксированного альфа- и бета-загрязнения, МАЭД фотонного и нейтронного излучения от объектов Белорусской АЭС»;

3) МВК 3.3.21(3)-19 «Методика радиационного контроля твердых отходов Белорусской АЭС при предварительной сортировке»;

4) МВК 13.1(26)-19 «Методика контроля МАЭД фотонного и нейтронного излучения в контрольных точках, помещениях ЗКД, ЗСД и на площадке Белорусской АЭС»;

5) МВК 6.2.28(1)-19 «Методика радиационного контроля активности выбросов альфа-, бета- и гамма-излучающих аэрозолей, радионуклидов  $^{131}\text{I}$ - $^{135}\text{I}$ ,  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$  из венттрубы энергоблока Белорусской АЭС».

6) МРК 1(1)-01-2020 «Методика контроля индивидуальной эквивалентной дозы внешнего облучения персонала Белорусской АЭС»;

7) МРК 4(2.3)-01-2020 «Методика радиационного контроля активности выбросов радионуклидов ИРГ из венттрубы энергоблока за отчетный период на Белорусской АЭС»;

8) МРК 4(2.3)-02-2020 «Методика контроля активности сбросов альфа-, бета- и гамма-излучающих радионуклидов из контрольных баков Белорусской АЭС»;

9) МРК 3(2.3)-01-2020 «Методика радиационного контроля объемной суммарной альфа-, бета-активности и объемной активности гамма-излучающих радионуклидов в воздушной среде помещений и вентсистем ЗКД Белорусской АЭС»;

10) МРК 3(1)-01-2020 «Методика контроля МАЭД и АЭД фотонного излучения на местности зоны наблюдения Белорусской АЭС за отчетный период»;

11) МРК 9(2.3)-01-2020 «Методика радиационного контроля активности альфа-, бета- и гамма-излучающих радионуклидов в счетных образцах на Белорусской АЭС»;

12) МРК 4(2.3)-03-2020 «Методика радиационного контроля эффективности фильтровальных станций систем вытяжной вентиляции воздушной среды ЗКД, а также эффективности очистки от ИРГ воздушной среды на фильтрах-адсорберах систем спецгазоочистки Белорусской АЭС»;

13) МРК 4(2.3)-04-2020 «Методика радиационного контроля активности выбросов радионуклидов  $^{89}\text{Sr}$  и  $^{90}\text{Sr}$  из венттрубы энергоблока Белорусской АЭС за отчетный период»;

14) МРК 4(2.3)-05-2020 «Методика радиационного контроля активности сбросов радионуклидов  $^{89}\text{Sr}$  и  $^{90}\text{Sr}$  из контрольных баков Белорусской АЭС за отчетный период»;

15) МРК 2(2.3)-01-2020 «Методика радиационного контроля объемной суммарной альфа-, бета-активности и объемной активности бета- и гамма-излучающих радионуклидов в приземном слое атмосферного воздуха Белорусской АЭС»;

16) МРК 2(2.3)-02-2020 «Методика радиационного контроля объемной суммарной альфа-, бета-активности и объемной активности бета- и гамма-излучающих радионуклидов в воде поверхностных водоемов»;

17) МРК 2(2.3)-03-2020 «Методика радиационного контроля удельной суммарной альфа-, бета-активности и удельной активности бета- и гамма-излучающих радионуклидов в подземных водах (в т.ч. в питьевой воде)».

18) МРК 4(2.3)-11-2021 «Методика радиационного контроля удельной активности радионуклидов в теплоносителе Белорусской АЭС»;

19) МРК 4(2.3)-10-2021 «Методика радиационного контроля удельной активности гамма-излучающих радионуклидов отложений (шлама) в баках и других емкостях технологических систем с жидкими средами Белорусской АЭС»;

20) МРК 6(3)-04-2021 «Методика радиационного контроля удельной активности радионуклидов в отвержденных ЖРО и ТРО Белорусской АЭС на основе методологии радионуклидных векторов»;

21) МРК 6(2.3)-05-2021 «Методика радиационного контроля удельной суммарной активности альфа- и бета-излучающих радионуклидов, удельной активности гамма-излучающих радионуклидов, общей активности содержимого упаковки твердых отходов Белорусской АЭС»;

22) МРК 1(1.3)-12-2021 «Методика радиационного контроля ожидаемой индивидуальной эффективной дозы внутреннего облучения аварийного персонала»;

23) МРК 1(2)-11-2021 «Методика радиационного контроля величины внешнего локального загрязнения кожи и сформированной им эквивалентной дозы внешнего облучения персонала Белорусской АЭС»;

24) МРК 1(1.2.3)-13-2021 «Методика радиационного контроля ожидаемых индивидуальных эффективных доз внутреннего облучения персонала групп А, Б и аварийного персонала, сформированных поступлением радионуклидов»;

25) МРК 6(2.3)-08-2021 «Методика радиационного контроля упаковок жидких радиоактивных отходов Белорусской АЭС»;

26) МРК 4(2.3)-12-2022 «Методика радиационного контроля выбросов из оборудования второго контура и брызгальных бассейнов блоков Белорусской АЭС»;

27) МРК 1(1)-14-2022 «Методика контроля индивидуальной эффективной дозы внешнего облучения персонала Белорусской АЭС».

Аттестация методик выполнена в АО «ВНИИАЭС» в соответствии с полученной АО «ВНИИАЭС» в 2020 году аккредитацией на аттестацию методик измерений (номер записи АО «ВНИИАЭС» в реестре аккредитованных лиц РОСС RU.0001.310112) .

## ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС «ВИРТУАЛЬНО-ЦИФРОВАЯ АЭС С ВВЭР». ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА «ВИРТУАЛЬНО-ЦИФРОВАЯ АЭС С ВВЭР»

*К.т.н. А.А. Дружаев*

Программно-технический комплекс «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР» (далее - ПТК ВЦАЭС, рисунок 1) является универсальной платформой для проведения моделирования энергоблоков технологии ВВЭР. Ядром ПТК ВЦАЭС является система расчетных кодов, на базе которой на основе проектной документации возможно построение разноуровневых математических моделей энергоблоков технологии ВВЭР-1000/1200/1300, которые позволяют в связанной постановке вести моделирование следующих процессов и явлений:

- нейтронно-физических процессы в активной зоне;
- теплогидравлические процессы в технологических системах реакторного и турбинного отделений;
- электромеханические процессы в оборудовании электрической части энергоблока;
- управляющие воздействия систем автоматики энергоблока;
- процессы, связанные с накоплением и распространением продуктов деления по энергоблоку и прилегающей территории в аварийных режимах, включая разгерметизацию твэлов, поведение продуктов деления в газовой и аэрозольной фазах в контурах теплоносителя и в контейменте;
- процессы, протекающие в реакторной установке во время тяжелой аварии (разрушение активной зоны, поведение расплава на днище корпуса, проплавление корпуса реактора поведение расплава в устройстве локализации расплава или на поверхности бетонной шахты реакторной установки).

В настоящее время на базе ПТК ВЦАЭС разработана полномасштабная модель энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 (далее – НВАЭС-2).



Рисунок 1 – Общий вид ПТК ВЦАЭС

## Возможности, опыт и перспективы практического применения программно-технического комплекса «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР»

С точки зрения внутриотраслевых задач, решаемых АО «Концерн Росэнергоатом», ПТК ВЦАЭС может быть использован для выполнения следующих работ:

- инженерная поддержка Кризисного центра АО «Концерн Росэнергоатом», включая разработку сценариев проведения противоаварийных тренировок и комплексных противоаварийных учений на энергоблоках технологии ВВЭР-1000/1200;
- расчетная экспертиза проектных решений по технологическим системам и оборудованию, принимаемых при проектировании новых и модернизации действующих энергоблоков, включая решения по алгоритмам управления технологическими процессами, реализованными в рамках данных систем и оборудования;
- расчетная экспертиза противоаварийных инструкций различного уровня, включая инструкции по управлению энергоблоком в тяжелоаварийных режимах;
- расчетная экспертиза конструкторских решений по отдельным единицам наиболее ответственного оборудования;
- разработка полномасштабных математических моделей энергоблоков для полномасштабных и аналитических тренажеров оперативного персонала.

В таблице 1 приведена информация о выполненных с применением ПТК ВЦАЭС проектах.

Таблица 1 – Перечень выполненных с применением ПТК ВЦАЭС проектов

№ п/п	Наименование проекта	Краткая характеристика проекта, объем применения ПТК ВЦАЭС
1.	Совершенствование проектных решений традиционной технологии ВВЭР: разработка предложений по оптимизации конструктивных решений и режимов работы теплотехнического оборудования конденсатно-питательного тракта и системы охлаждения конденсационной установки с целью повышения эффективности эксплуатации турбоустановок АЭС	В рамках проекта с применением полномасштабной математической модели энергоблока № 1 НВАЭС-2, разработанной на базе ПТК ВЦАЭС, была проведена количественная оценка влияния предложений АО «НПО ЦКТИ» и НИУ МЭИ по изменению конструктивных решений и режимов работы теплотехнического оборудования конденсатно-питательного тракта и системы охлаждения конденсационной установки на электрическую мощность энергоблока. Полученные результаты предназначены для дальнейшего использования Генеральным проектировщиком с целью оптимизации технических решений, принимаемых при проектировании новых энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР-1200.
2.	Разработка технологических сценариев и сопровождение проведения ПАТ и КПУ на НВАЭС	В рамках проекта с применением полномасштабной математической модели энергоблока № 1 НВАЭС-2, разработанной на базе ПТК ВЦАЭС, было рассмотрено несколько

№ п/п	Наименование проекта	Краткая характеристика проекта, объем применения ПТК ВЦАЭС
		десятков технологических сценариев реализации гипотетических аварий на энергоблоке № 1 НВАЭС-2, один из которых лег в основу соответствующих ПАТ и КПУ, проведенных на НВАЭС в 2021 году. Дополнительно была обеспечена и реализована возможность применения ПТК ВЦАЭС непосредственно во время проведения ПАТ и КПУ для формирования ускоренного прогноза развития аварийной ситуации на энергоблоке № 1 НВАЭС-2.
3.	Разработка методики расчетно-аналитического тестирования управляющих систем технологических процессов и оборудования	В рамках проекта разработана методика для расчетного тестирования (валидации) алгоритмов АСУ ТП с применением ПТК ВЦАЭС. Назначение методики – повышение уровня готовности оборудования АСУ ТП, принимаемого в пусконаладку, путем создания методической основы для проведения динамического тестирования алгоритмов АСУ ТП <sup>1</sup> .

В таблице 2 приведена информация о текущих проектах, реализуемых в настоящее время с применением ПТК ВЦАЭС.

Таблица 2 – Перечень текущих проектов, реализуемых с применением ПТК ВЦАЭС

№ п/п	Наименование проекта	Краткая характеристика проекта, объем применения ПТК ВЦАЭС
1.	Подготовка, прохождение экспертизы и аттестация в Ростехнадзоре компонентов программно-технического комплекса «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР»	В рамках проекта проводится верификация, валидация и последующее сопровождение процедур экспертизы и аттестации в Ростехнадзоре той части расчетных модулей (комплексов расчетных модулей), входящих в состав ПТК ВЦАЭС, которые не аттестованы в настоящий момент времени. Цель реализации проекта – получение аттестационных паспортов на расчетные модули (комплексы расчетных модулей), входящих в состав ПТК ВЦАЭС. Текущий статус – организован процесс верификации и валидации расчетных модулей и процесс разработки отчетов о верификации и валидации в соответствии с требованиями Ростехнадзора.
2.	Разработка цифровых двойников АСММ с РУ РИТМ-200 и АСММ с РУ «Шельф»	В рамках проекта происходит разработка цифровых двойников АСММ с двумя различными РУ (Шельф-М и РИТМ-200) с

<sup>1</sup> Процедура динамического тестирования АСУ ТП предназначена для проведения функционального тестирования алгоритмической части АСУ ТП с целью выявления и заблаговременного устранения неоптимальных решений, принятых при ее проектировании.



№ п/п	Наименование проекта	Краткая характеристика проекта, объем применения ПТК ВЦАЭС
		<p>целью последующего их использования для научно-инженерного сопровождения процессов проектирования станций. ПТК ВЦАЭС является референсным комплексом для разрабатываемых цифровых двойников. Часть проектных решений, реализованных в рамках создания ПТК ВЦАЭС, используется при проектировании цифровых двойников. Текущий статус – организован процесс разработки технических проектов цифровых двойников, организована разработка математических моделей АСММ с РУ Шельф-М и РИТМ-200 в темпе их проектирования.</p>
3.	<p>Комплексный анализ режимов с отключением основного оборудования первого и второго контуров и разработка рекомендаций по повышению динамической устойчивости энергоблоков АЭС с ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ</p>	<p>В рамках проекта проводится расчетный анализ режимов работы энергоблока № 1 НВАЭС-2 с отключением основного оборудования первого и второго контуров с применением соответствующей полномасштабной математической модели энергоблока, разработанной на базе ПТК ВЦАЭС, с выдачей рекомендаций по повышению динамической устойчивости энергоблока. По завершению анализа динамической устойчивости энергоблока № 1 НВАЭС-2 полученные результаты должны быть масштабированы на энергоблок № 2 НВАЭС-2, энергоблоки ЛАЭС-2 и проект энергоблока АЭС с ВВЭР-ТОИ. Цель работы – снижение случаев незапланированных остановов энергоблоков / случаев срабатывания систем безопасности и т.д. при реализации режимов с отключением основного оборудования, которые по проекту не должны приводить к последствиям такого уровня серьезности. Текущий статус – организован процесс расчетного воспроизведения ряда режимов работы энергоблока № 1 НВАЭС-2 с отключением основного оборудования с проведением анализа результатов моделирования.</p>
4.	<p>Обеспечение безопасности эксплуатации энергоблока №1 Нововоронежской АЭС-2 в части проведения экспертизы (расчетного анализа) противоаварийной документации энергоблока, направленной на управление аварийными ситуациями при работе энергоблока в состояниях «работа на мощности», «работа на МКУ мощности» и «горячее состояние», с применением программно-технического комплекса «Виртуально-цифровая АЭС</p>	<p>В рамках проекта проводится расчетный анализ (валидация) «мощностных» ИЛН, ИЛА и РУЗА энергоблока № 1 НВАЭС-2 с применением соответствующей полномасштабной математической модели энергоблока, разработанной на базе ПТК ВЦАЭС, с выдачей предложений по корректировке проанализированной противоаварийной документации с целью повышения ее качества. Текущий статус – разработан проект методики для проведения расчетного анализа (валидации) противоаварийной</p>

№ п/п	Наименование проекта	Краткая характеристика проекта, объем применения ПТК ВЦАЭС
	с ВВЭР»	документации энергоблоков АЭС с РУ технологии ВВЭР-1000/1200/1300, организован процесс расчетного анализа отдельных противоаварийных алгоритмов энергоблока № 1 НВАЭС-2.

В таблице 3 приведена информация о перспективных проектах, планируемых к реализации с применением ПТК ВЦАЭС.

Таблица 3 – Перечень перспективных проектов, планируемых к реализации с применением ПТК ВЦАЭС

№ п/п	Наименование проекта	Краткая характеристика проекта, объем применения ПТК ВЦАЭС
1.	Поставка системы автоматизированного тестирования (далее – САТ) АСУ ТП энергоблока № 1 Курской АЭС-2	В рамках планируется поставка на Курскую АЭС-2 САТ АСУ ТП энергоблока № 1 (назначение системы – расчетный анализ алгоритмов АСУ ТП на уровне их итоговой программной реализации) <sup>2</sup> . На базе ПТК ВЦАЭС планируется разработка полномасштабной математической модели энергоблока № 1 Курской АЭС-2, которая является одним из основных компонент САТ АСУ ТП. Запуск проекта ожидается в 2023 г.
2.	Модернизация ПМТ энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2	В рамках проекта планируется проведение модернизации ПМТ энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2 с реализацией математической модели данного энергоблока на базе ПТК ВЦАЭС. Запуск проекта ожидается в 2023 г.

---

<sup>2</sup> Дополнительно рассматривается возможность проведения работ по динамическому тестированию алгоритмов АСУ ТП энергоблока № 1 Курской АЭС-2 до начала функциональных испытаний оборудования АСУ ТП на энергоблоке.

## МЮОННАЯ ТОМОГРАФИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

*д.т.н. Н.Н. Давиденко, С.В. Олейник, Д.В. Шудра, Ю.Н. Конев, к.т.н. М.М. Каверзнев (АО ВНИИАЭС), д.ф-м.н., проф. И.И. Яшин, Н.А. Пасюк, М.Ю. Целинко (НИЯУ МИФИ), Р.Р. Алыев, С.М. Киселев (Калининская АЭС)*

В рамках выполнения заключительного этапа №4 «Мюонная томография ядерного реактора на АЭС (TRL 7)» НИОКР в составе Единого отраслевого тематического плана Госкорпорации «Росатом» по теме «Мюонная томография ядерных реакторов» выполнены следующие задачи:

- с целью обеспечения функции измерений линейных размеров объектов было разработано новое программное обеспечение MuonGraph версия 1.0.1, выполнена его государственная регистрация и получено свидетельство №2022663395;

- выполнены испытания мюонного томографа в целях утверждения типа с новым программным обеспечением, отлажена работа детекторов, оптимизированы методы получения мюонограмм на реакторе ИРТ-2000 в НИЯУ МИФИ и получен приказ Росстандарта о возможности отнесения мюонного томографа к средствам измерений;

- разработан проект размещения испытательного стенда и мюонного томографа на площадке у реакторного отделения энергоблока №4 Калининской АЭС;

- осуществлена сборка мюонного томографа в машинном зале энергоблока №4 Калининской АЭС, все системы мюонного томографа (далее – МТ) размещены в мобильном контейнере с наклонной площадкой;

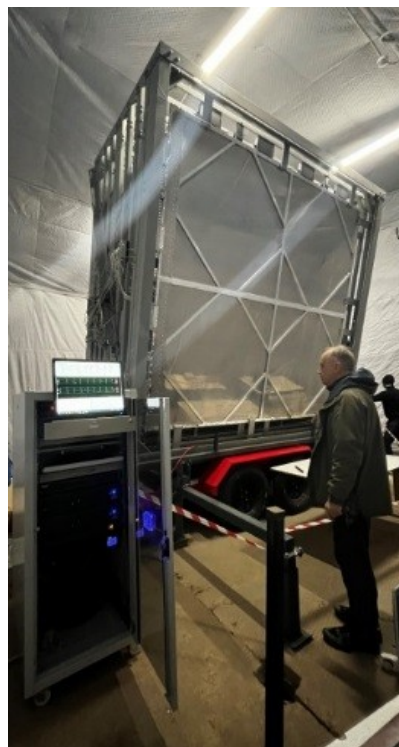


Рисунок 1 – Размещение мюонного томографа внутри испытательного стенда у энергоблока №4 Калининской АЭС

- произведен монтаж испытательного стенда и мюонного томографа внутри него на модуле подвижности (рисунок 1), осуществлена подготовка и настройка детектирующих систем, проведена геодезическая привязка МТ к базовой координатной системе относительно его места расположения;

- выполнено тестирование и запуск МТ в режиме Метода поглощения мюонов (МПМ), после чего была запущена долговременная экспозиция на период в 15 суток с целью получения базовой мюонограммы реакторного отделения энергоблока №4;

- на основе полученного опыта эксплуатации мюонного томографа в реальных условиях эксплуатации на АЭС, а также полученных результатов мюонной томографии реакторного отделения блока №4 Калининской АЭС, подготовлено Техническое задание на разработку промышленного образца МТ;реактора (рисунок 3);

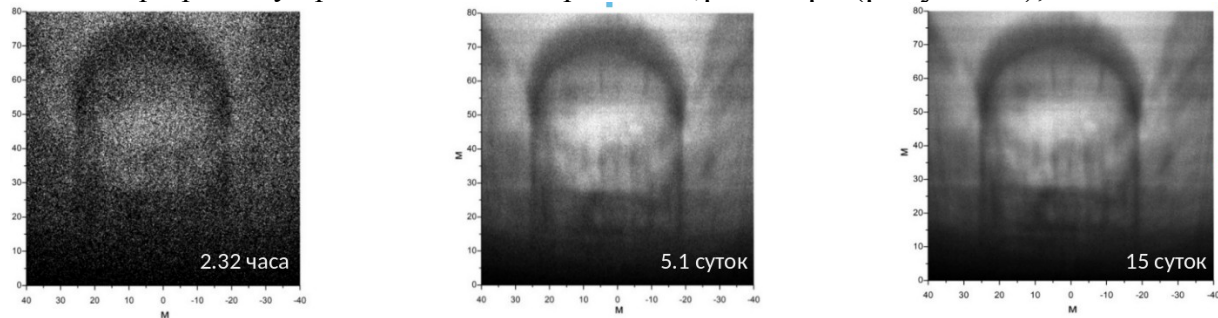


Рисунок 2 – Результаты экспериментов на Калининской АЭС, первичные мюнограммы (расстояние до оси реактора 68.46 м), полученные в течение экспозиций 2.32 часа, 5.1 день и 15 суток.

- получен сертификат Росстандарта №87385-22 от 23.11.2022 г., на основании которого Мюонный томограф является средством измерений линейных размеров объектов.

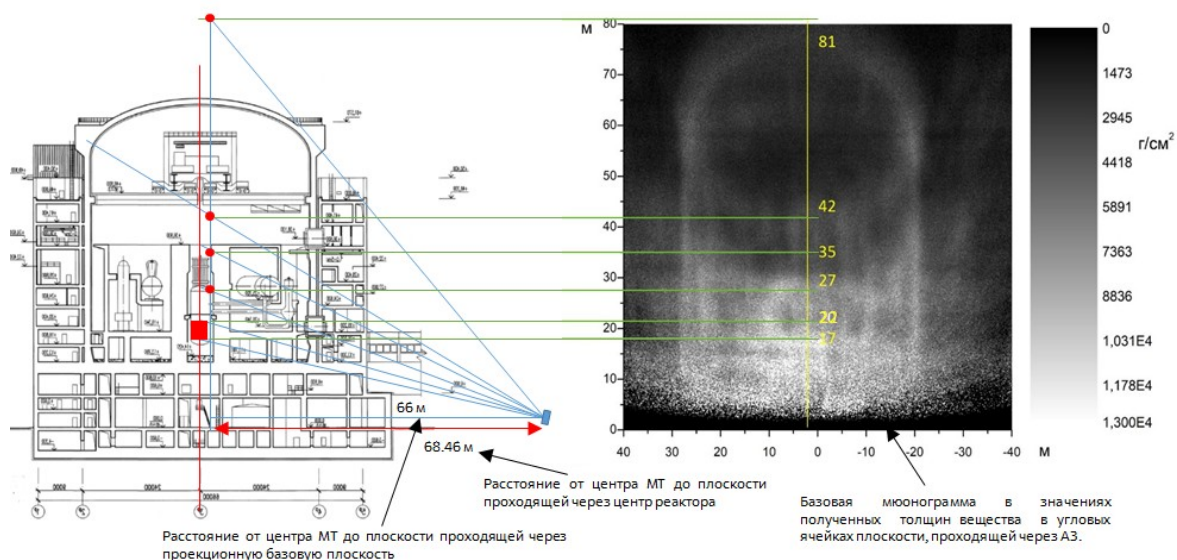


Рисунок 3 – Анализ полученной базовой мюнограммы энергоблока №4 Калининской АЭС

На основе анализа накопленных в течение 15 дней данных была получена мюнограмма блока №4. На рисунке 3 (слева) продемонстрирована схема формирования особенностей теневого изображения (по аналогии с рентгенограммой) реакторного блока. На мюнограмме представлено распределение толщин вещества на пути прохождения потока мюонов под различными углами. Хорошо различимы контуры гермооболочки и внутренних перегородок, однако в связи с тем, что мюонная томография отображает все объекты, которые располагаются на пути мюона, на картинку накладываются контуры машинного зала и его оборудования. Для того чтобы повысить разрешение мюнограммы, необходимо увеличить время экспозиции от 1 до 3 месяцев, что планируется реализовать в будущем при развитии применения мюонной томографии на АЭС. Для фиксации динамических изменений положения объектов внутри реакторного отделения, потребуется получение разностной мюнограммы за период набора статистики от 3 дней, что также должно быть сделано на следующем шаге развития технологии.

4). Работы получили высокую оценку научного и отраслевого сообщества (рисунок



Рисунок 4 – Награждение руководителей проекта по мюонной томографии ядерных реакторов на премии «Технологический прорыв 2022»

Научная новизна и основные достижения по результатам выполненных работ в 2022 году заключаются в следующем:

- впервые в мире создан уникальный мобильный инструмент мюонной томографии, реализующий в себе две технологии детектирования мюонов – сцинтилляторы и дрейфовые трубки, что позволило получить крайне высокое пространственное и временное разрешение мюонограмм;

- впервые были получены мюонограммы действующего ядерного реактора и конструкций ЯО в реальных условиях эксплуатации АЭС (энергоблок № 4 Калининской АЭС);

- проект «Мюонная томография ядерных реакторов» вошел в ТОП-5 проектов ГК «Росатом» и удостоен премии «Технологический прорыв 2022»;

- создание мюонного томографа и результаты его тестирования на Калининской АЭС включены в перечень важнейших научных достижений РАН за 2022 г.;

- обеспечено достижение уровня технологической готовности TRL 7.

Результаты работ приняты Заказчиком НИОКР АО «Наука и инновации» (договор от 04.09.2019 № 313/1658-Д).

В рамках выполненных работ был получен ценный опыт применения гибридного мюонного томографа в реальных условиях эксплуатации на Калининской АЭС, в качестве вновь созданного средства диагностики состояния внутренней структуры реакторного отделения для целей развития систем управления и ликвидаций последствий тяжелых и запроектных аварий на АЭС.

С учетом особенностей присущих технологии мюонной томографии (полное отсутствие вредного воздействия, возможность дистанционной диагностики, высокая проникающая способность мюонов) был выполнен анализ актуальных направлений и проблемных задач, возникающих при эксплуатации АЭС, по результатам которого сформулировано следующее приоритетное направление для развития применения мюонной томографии на АЭС «Диагностика отложений в трубках испарительных модулей парогенератора Белоярской АЭС с помощью технологии мюонной томографии». Данную работу планируется выполнить в период с 2024 по 2026 гг.

# РАСЧЕТНОЕ СОПРОВОЖДЕНИЮ ОБЛУЧЕНИЯ ОС-1 И ОС-2 В РУ БН-600 НА НАЧАЛЬНОМ ЭТАПЕ 83 МКК ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ВЫПОЛНЕНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ И РАЗРАБОТКИ ОБОСНОВАНИЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРОВ БН В СООТВЕТСТВИИ С ТЕХНИЧЕСКИМ ЗАДАНИЕМ ЗАКАЗЧИКА

*Д.т.н. Е.Ф. Селезнев, к. т.н. И.В. Федоров*

Работа выполнялась в рамках договора с АО "ВНИИНМ" № 300-2/26/10664-Д от 24.05.2022 г.

Целью работы было выполнение расчетов активных зон РУ БН-600 с нестандартными облучательными тепловыделяющими сборками (ТВСО), содержащими выемные контейнеры (ВК) различной конструкции со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом. Для проведения нейтронно-физических расчетов РУ БН-600 в обоснование безопасности топливных загрузок на БАЭС используется расчетный комплекс ГЕФЕСТ [Ошибка: источник перекрёстной ссылки не найден], который аттестован, в том числе, для проведения расчетов активных зон с ТВС, содержащими смешанное нитридное уран-плутониевое топливо.

В ходе выполнения работ были использованы:

- расчетный код ГЕФЕСТ;
- исходные данные по конструкции твэл, ВК и ТВСО в составе облучательных сборок реактора БН-600 для разработки методики выполнения расчётов ТВСО с ВК с использованием кода ГЕФЕСТ (инв. № 66/Н-1190), выпущенные АО «ОКБМ Африкантов» и направленные в ИБРАЭ РАН с письмом АО «ОКБМ Африкантов» исх. №41-11.28/20523-66 от 10.10.2019)»[2];
- модернизированная программа для ЭВМ «Отраслевой нейтронно-физический расчетный код на базе диффузионного приближения. Версия 1.1 (DOLCE VITA/V1.1)»[3].
- «Обоснование ядерной и радиационной безопасности энергоблока №3 Белоярской АЭС с реактором БН-600 при эксплуатации в активной зоне 01М2 сборки облучательной (ОС-1)» РНАТ.506249.043 Инв. №66/н-1730, Отчет АО «ОКБМ Африкантов» 117с., 14.04.2022 [4];
- «Обоснование ядерной и радиационной безопасности энергоблока №3 Белоярской АЭС с реактором БН-600 при эксплуатации в активной зоне 01М2 сборки облучательной (ОС-2)» РНАТ.506249.043 Инв. №66/н-1735, Отчет АО «ОКБМ Африкантов» 112с., 25.04.2022 [5];

Техническое задание на работы предусматривало:

- отдельный способ учета паспортных и расчетных данных для облучательной сборки и выемного контейнера;
- получение расчетных параметров для облучательной сборки и выемного контейнера;
- формирование выдачи данных состояния активной зоны, содержащей облучательные сборки с выемным контейнером для базы данных БАЭС.

Расчеты проводились отдельно по 2-м этапам: для ТВСО и ВК прогнозной загрузки РУ БН-600 (этап 1) и для фактической загрузки (этап 2).

В качестве константного обеспечения использовалась библиотека БНАБ [6-8]. Данные по сечениям радиационных нагрузок соответствуют работе [9].

Гетерогенная модель ТВСО основана на организации микроячеек, моделирующих экспериментальные твэлы, конструкционный материал и теплоноситель в ВК, а также штатные твэлы ТВСО и чехол сборки и помещении их в ТА, подготовке нейтронных сечений гетерогенной модели ТВСО и выполнении уточняющего расчета по коду DOLCE VITA, оценкой качества получаемых решений. разработана и реализована

методика перегрузки выемного контейнера из одной облучательной сборки в другую. Методика заключается во ведении ВК по микрокампаниям РУ БН-600 в ТВСО, размещенной в определенных ячейках;

Выполнены поверочные расчеты по кодам ГЕФЕСТ и DOLCE VITA экспериментальных твэлов со СНУП топливом ОС-1 и ОС-2 и продемонстрированы первичные расчетные результаты.

Погрешность прогнозных расчетных оценок предварительно можно оценить в 10% из-за большой неопределенности загрузок реактора по МКК, режима самой микрокампании и положения стержней по МКК. Так, отклонения в расчете концентраций нуклидов в настоящем расчете от работ [5, 6] как раз составляют оценку до 10%, в то время как отклонения в определении радиационной нагрузки минимальны (в пределах 1%).

#### Список использованных источников

1. Аттестационный паспорт программного средства «ГЕФЕСТ с системой подготовки констант CONSYST и библиотекой БНАБ-93» №378 от 16 декабря 2015 г.
2. Фарақшин М.Р., Белов С.Б., Таланов П.А., Радионычева А.А. Исходные данные по конструкции твэл, ВК и ТВСО в составе облучательныхборок реактора БН-600 для разработки методики выполнения расчета ТВСО с ВК с использованием кода ГЕФЕСТ. АО «ОКБМ Африкантов», инв. №66/Н-1190, 2019, 12с.
3. Селезнев Е.Ф., Белов А.А., Белоусов В.И. и др. «Отраслевой нейтронно-физический расчетный код на базе диффузионного приближения. Версия 1.1. (DOLCE VITA/V1/1). Аттестационный паспорт №500 от 14.12.2020г.
4. Обоснование ядерной и радиационной безопасности энергоблока №3 Белоярской АЭС с реактором БН-600 при эксплуатации в активной зоне 01М2 сборки облучательной (ОС-1) РНАТ.506249.043 Инв. №66/н-1730, Отчет «Опытно Конструкторского Бюро Машиностроения имени И.И.Африкантова» 117с., 14.04.2022.
5. Обоснование ядерной и радиационной безопасности энергоблока №3 Белоярской АЭС с реактором БН-600 при эксплуатации в активной зоне 01М2 сборки облучательной (ОС-2) РНАТ.506249.043. Инв. №66/н-1735, Отчет «Опытно Конструкторского Бюро Машиностроения имени И.И.Африкантова» 112с., 25.04.2022.
6. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М.. Программа подготовки констант CONSYST. Описание применения. Препринт ФЭИ-2828, Обнинск 2000. 50с.
7. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Групповые константы для расчета реакторов и защиты. М., Энергоиздат, 1981, 230с.
8. Селезнев Е.Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах. М., Наука, 2013, 240с.
9. Авраменко В.И., Конобеев Ю.В., Строкова А.М. Нейтронные сечения для расчета повреждающей дозы в реакторных материалах. Атомная энергия, т.56, вып.3, 1984, с.139-143.

## **ОБСЛЕДОВАНИЕ, ОЦЕНКА ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ И ОБОСНОВАНИЕ ОСТАТОЧНОГО РЕСУРСА ЭЛЕМЕНТОВ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС С УЧЕТОМ ИССЛЕДОВАНИЙ СТАРЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ**

*к.т.н. В.В. Потапов, А.М. Логинов, В.А. Ильин, А.Н. Сорокин, О.В. Овчаров, к.т.н. В.И. Левчук, О.С. Громова*

АО «ВНИИАЭС», как головная организация по эксплуатации атомных станций, принимает активное участие в работах, связанных с вопросами определения технического состояния и остаточного ресурса элементов АЭС. К настоящему времени институтом разработан целый ряд отраслевых нормативных документов по оценке технического состояния и обоснованию остаточного ресурса тепломеханического оборудования (ТМО), строительных конструкций зданий и сооружений (СКЗиС). ВНИИАЭС также активно участвует в разработке национальных стандартов по продлению сроков эксплуатации (ПСЭ) и управлению ресурсом элементов энергоблоков АЭС, включая пересмотр руководящих документов, применяемых при управлении ресурсом систем и элементов блоков атомных станций.

В 2022 году, в рамках заключенного договора (2018 г.) с Балаковской АЭС, Департаментом неразрушающего контроля и ресурса, завершены работы по продлению срока эксплуатации энергоблока № 4 Балаковской АЭС и оборудования, остающегося в работе и обеспечивающего безопасность энергоблока № 2 Курской АЭС после останова для вывода из эксплуатации.

В 2022 г. планомерно выполнялись работы по разработке/актуализации/пересмотру Программ управления ресурсом энергоблоков ряда АЭС.

В 2022 году начаты работы по продлению срока службы (ПСС) дверей герметичных Курской АЭС - разработаны, согласованы и утверждены программы обследований дверей герметичных Курской АЭС. По разработанным программам обследования проведен контроль дверей герметичных и бетона в зоне размещения дверей. В 2023 году будут разработаны отчетные материалы по ПСС дверей герметичных, а также паспорта на ряд дверей.

Также в 2022 году начаты работы по комплексному обследованию текущего состояния энергоблока №3 Курской АЭС для повторного продления срока эксплуатации.

Оценка технического состояния базируется на выполненном анализе технической документации, результатах визуально-инструментального контроля, лабораторных исследований образцов, оценке прочности и ресурсных характеристик.

По тематике старения материалов, можно отметить несколько наиболее интересных НИОКР.

В рамках международного сотрудничества с Международным институтом старения материалов (МАИ/ЭДФ, Франция), АО «ВНИИАЭС» продолжает выполнение исследовательских работ по теме «Исследование коррозионных процессов в бетоне железобетонных конструкций АЭС и подземных хранилищ глубинного захоронения в условиях температурно-влажностного и радиационного воздействий».

В рамках данной работы проведен сбор и анализ исходных данных. Определены и обоснованы режимы испытаний, имитирующих различные условия эксплуатации железобетонных конструкций атомных электростанций. Разработана научно-исследовательская программа. Изготовлены образцы. Проведено лабораторное старение образцов бетона и арматурных стержней, имитирующих различные периоды эксплуатации, температуру, влажность и радиационное воздействие (рисунки 1-3).

Также в рамках Государственного контракта комплексной программы Российской Федерации «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2024



года» Федерального проекта «Разработка новых материалов и технологий для перспективных энергетических систем», АО «ВНИИАЭС» успешно выполнен НИР по теме «Проведение лабораторных исследований и искусственного старения образцов бетона. Этап 2022 года» (рисунки 4-5). Данный НИР является продолжением НИР, выполненных в 2020-2021 гг., срок окончания работ по данному направлению – 2024 год.

Целью работы является разработка системы управления старением конструкций, систем и компонентов на всех этапах жизненного цикла атомных электростанций российского дизайна с реакторными установками водо-водяных энергетических реакторов (РУ ВВЭР), применяемых как в Российской Федерации, так и за рубежом, отвечающей требованиям МАГАТЭ, а также требованиям действующих федеральных норм, правил и документов по стандартизации, обязательных к применению на территории Российской Федерации.

В поддержку сооружения Курской АЭС-2 АО «ВНИИАЭС» в 2022 году начал работы по проведению аттестационных испытаний новых материалов:

- Проведение аттестационных испытаний нового материала, изготовленного из труб стальных бесшовных из сталей марок 20, 15ХМ и 15Х1М1Ф, изготовленных по ПНСТ 394-2020;

- Проведение аттестационных испытаний нового материала, изготовленного из труб стальных бесшовных из стали аустенитного класса марок 08Х18Н10Т и 08Х18Н10Т-Ш, изготовленных по ПНСТ 453-2020;

- Проведение аттестационных испытаний сварных одношовных прямошовных труб из сталей марок 20 и 12ХМ, изготовленных по ПНСТ 454-2020;

- Проведение аттестационных испытаний сварных одношовных прямошовных труб из стали аустенитного класса марки 08Х18Н10Т, изготовленных по ПНСТ 455-2020.



Рисунок 1 – Хранение изготовленных образцов в рамках подготовки к проведению испытаний



Рисунок 2 – Маркировка образцов с арматурой:

- сведения о бетоне, серии и номере образца в серии (а);
- сведения о местах расположения и классах арматурных стержней (б)

Также выполняются работы по проведению аттестационных испытаний систем автоматизированного неразрушающего контроля основного металла и сварных соединений оборудования и трубопроводов (АСКМ), поставляемых на АЭС «Аккую» с РУ ВВЭР-1200 и других автоматизированных систем для других АЭС.

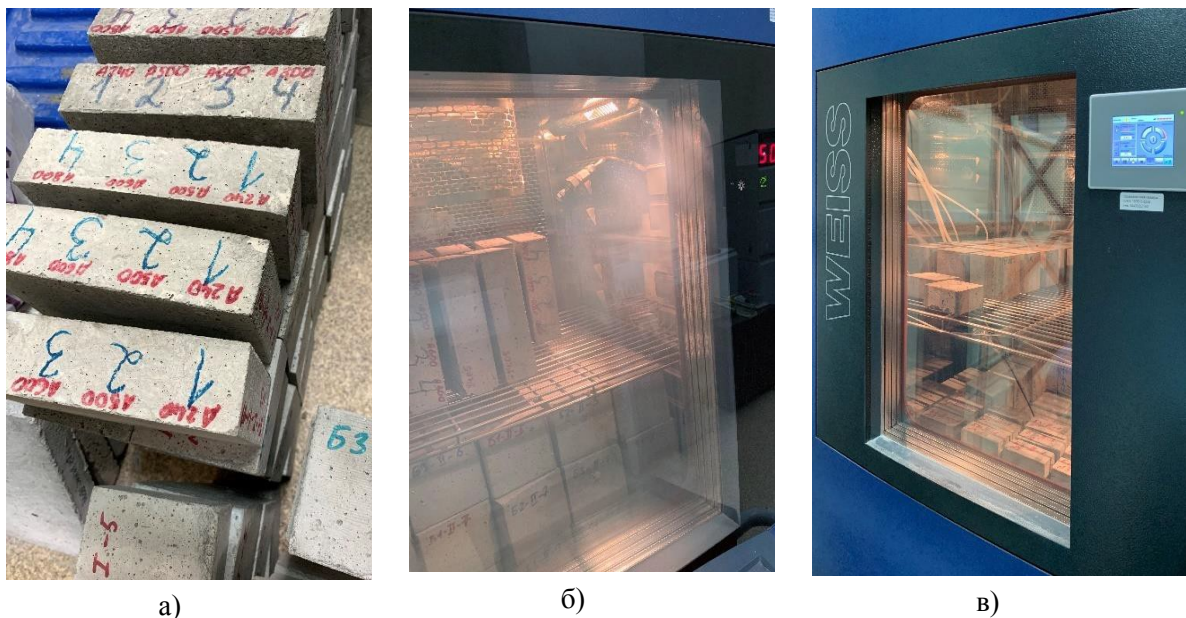


Рисунок 3 – Режимы модельного старения образцов:

- нормальные температурно-влажностные условия (а);
- установлена повышенная температура и влажность (б);
- установлена повышенная температура, влажность и концентрация  $CO_2$  (в)

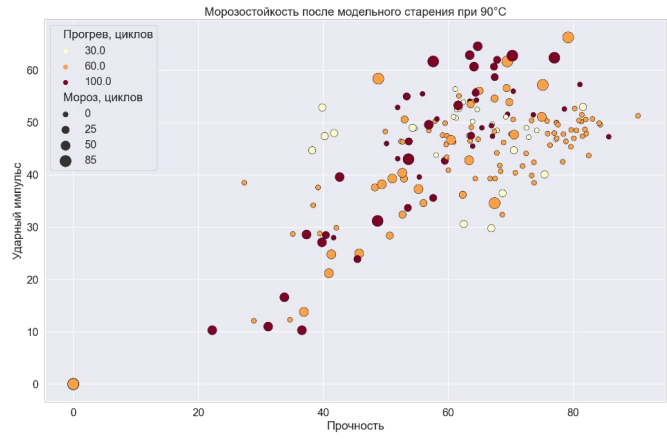


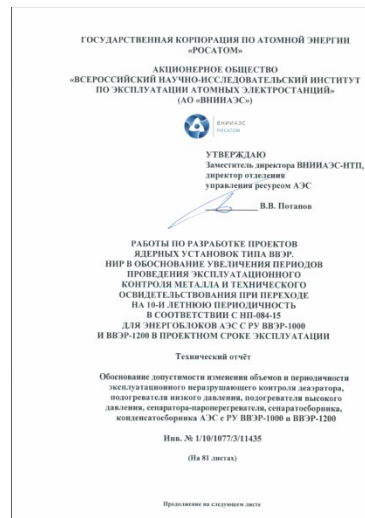
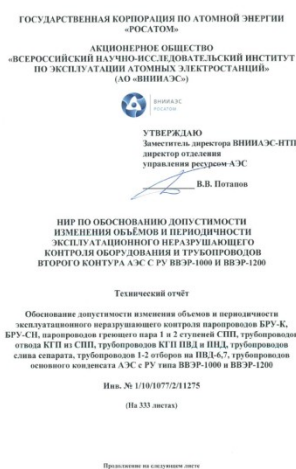
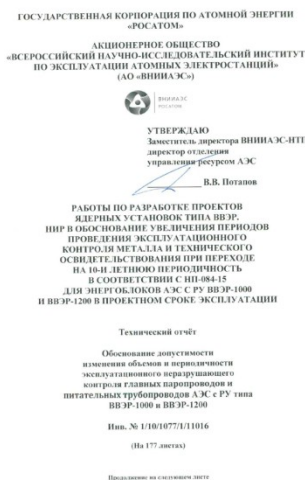
Рисунок 4 - Зависимости, полученные по результатам испытаний 2022 года

# НИР ПО ОБОСНОВАНИЮ ДОПУСТИМОСТИ ИЗМЕНЕНИЯ ОБЪЕМОВ И ПЕРИОДИЧНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ОБОРУДОВАНИЯ И ТРУБОПРОВОДОВ ВТОРОГО КОНТУРА АЭС С РУ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200

к.т.н. В.В. Потапов, к.т.н. Д.А. Кузьмин, к.т.н. А.Ю. Кузьмичевский

В 2022 году департаментом прочностной надежности оборудования и трубопроводов АЭС отделения управления ресурсом АЭС завершена НИР по теме «НИР по обоснованию допустимости изменения объемов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля оборудования и трубопроводов второго контура АЭС с РУ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200» (договор от 14.08.2019 №1/10/1077-Д между АО «Концерн Росэнергоатом», АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» и АО «ВНИИАЭС»).

По результатам выполнения НИР 20.11.2021 АО «Концерн Росэнергоатом» введена в действие методика МТ 1.1.4.02.001.1803-2021 «Обоснование допустимости изменения объемов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля металла оборудования и трубопроводов второго контура атомных станций с ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200. Методика». Приказом АО «Концерн Росэнергоатом» 9/01/1526-П от 28.09.2021 методика принята к руководству, исполнению и внедрению на АЭС с ВВЭР в РФ, включена в указатель технических документов, регламентирующих обеспечение безопасности на всех этапах жизненного цикла атомных станций (обязательных и рекомендуемых к использованию).



Выполнено по методике МТ 1.1.4.02.001.1803-2021 расчетное обоснования допустимости изменения объемов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля основного оборудования и трубопроводов систем второго контура АЭС с РУ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200.

Выполненные расчеты показали допустимость перехода оборудования и трубопроводов АЭС ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 на 10-ти летнюю периодичность эксплуатационного неразрушающего контроля состояния металла с учетом процессов деградации (усталость, эрозионно-коррозионный износ), результатов неразрушающего контроля, гидравлических испытаний на прочность и опыта эксплуатации ОиТ. При этом для высокорисковых компонентов переход на 10-ти летнюю периодичность возможен при условии выполнения компенсирующих мероприятий, разработанных совместно с АО «Атомэнергопроект».

**Кроме того, в 2022** отделом прочностной надежности АЭС выполнены очередные этапы следующих значимых работ:

- Услуги по научно-технической поддержке эксплуатации систем диагностики АЭС. Разработка методики измерений и проекта методики контроля трубопроводов АЭС для определения остаточных монтажных и остаточных сварочных напряжений для оценки соответствия напряженного состояния трубопроводов допустимым напряжениям (договор №9/183674-Д от 14.12.2021 между АО «Концерн Росэнергоатом» и АО «ВНИИАЭС»);
- Разработка проекта национального стандарта «Расчет допустимых толщин стенок трубопроводов при эрозионно-коррозионном повреждении» в рамках договора по теме «Разработка 22 национальных стандартов необходимых для разработки в области расчетов прочности элементов объектов использования атомной энергии, не подпадающих под действие НП-089-15» (договор №9/114555-Д от 14.04.2020 между АО «Концерн Росэнергоатом» и АО «ВНИИАЭС»);
- Услуги по сбору, обработке, систематизации и анализу деятельности ВАО АЭС в объеме действующих отраслевых рабочих групп, участию в их работе и анализу разработанных проектов руководств ВАО АЭС с целью учета российского опыта и интересов российских организаций ядерной энергетической отрасли (договор №9/153228-Д от 30.03.2021 между АО «Концерн Росэнергоатом» и АО «ВНИИАЭС»).

## **РАЗРАБОТКА И АТТЕСТАЦИЯ МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ АКТИВНОСТИ ОТВЕРЖДЕННЫХ ЖРО В ФОРМЕ ЦЕМЕНТНОГО КОМПАУНДА В КОНТЕЙНЕРАХ НЗК**

*к.ф.-м.н. Д.А. Шаров, А.С. Коротков, к.т.н. И.В. Пырков, А.С. Грязнов, И.И. Тихонов, Л.Е. Сухих*

В 2022 году для Нововоронежской АЭС разработано методическое обеспечение паспортизации цементированных ЖРО энергоблоков № 6, 7 (НВАЭС-2) в контейнерах НЗК по результатам измерений радионуклидного состава и удельной активности радионуклидов в пробах ЖРО, направляемых на цементирование.

В соответствии с Федеральным законом «Об обращении с радиоактивными отходами ...», НП-093-14, ГОСТ 59968-2021 для определения класса и подтверждения соответствия радиоактивных отходов (РАО) критериям приемлемости для захоронения необходимо выполнить их характеризацию. Основными характеристиками отходов, определяющими класс РАО и их радиологическую опасность, являются радионуклидный состав и удельные активности радионуклидов. Средства, методы и объем радиационного контроля РАО определяют с учетом характеристик контролируемого потока РАО (физико-химические характеристики, в том числе гомогенность РАО, производственно-технологические цепочки обращения с потоком, включая способы переработки и кондиционирования, уровни удельной активности радионуклидов). Одним из способов характеризации РАО атомных станций, согласно ГОСТ 59968-2021, является расчет удельной активности радионуклидов в кондиционированных РАО по балансовой модели, учитывающей удельную активность, измеренную в РАО до кондиционирования и технологию кондиционирования РАО. Данный способ характеризации реализован в методике паспортизации цементлируемых жидких РАО Нововоронежской АЭС.

На первом этапе работ был выполнен анализ характеристик систем обращения с жидкими радиоактивными средами (ЖРС) и ЖРО на НВАЭС-2. К системам обращения с ЖРС на НВАЭС-2 относятся :

- система спецканализации зданий;
- система переработки трапных вод.

В результате переработки ЖРС образуются жидкие радиоактивные отходы (ЖРО).

К системам обращения с ЖРО относятся :

- система промежуточного хранения ЖРО ;
- установка цементирования.

Система обращения с ЖРО предназначена для приема, переработки и кондиционирования ЖРО, образующихся на АЭС в процессе нормальной эксплуатации, при проведении ремонтных работ и при авариях.

Переработка и кондиционирование ЖРС и ЖРО производится на следующих установках (системах):

- система переработки трапных вод 10(20)KPF10-60;
- установка очистки вод спецпрачечной 00SRP50;
- установка цементирования 00KPN;
- установка цементирования 10(20)KPN;
- установка осушки смол 20KPN80;
- установка глубокого упаривания 20KPC.

ЖРО, образующиеся при переработке ЖРС (кубовый остаток), кондиционируются методом цементирования и размещаются в контейнере НЗК.

Действующие схемы цементирования ЖРО на НВАЭС-2 представлены на рисунке 1.

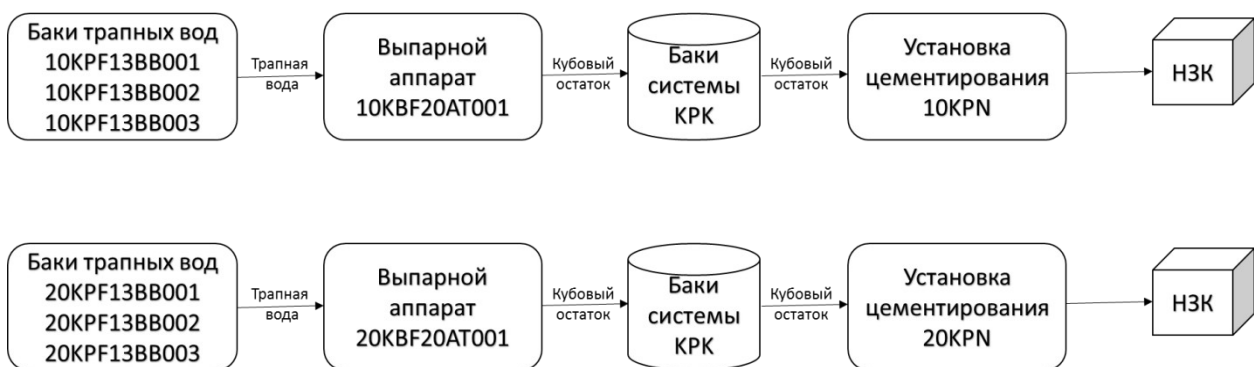


Рисунок 1 – Схемы цементирования ЖРО НВАЭС-2

Процесс цементирования кубового остатка включает подачу радиоактивного кубового остатка с известным солесодержанием из дозирующей емкости на установку цементирования, в которой выполняется процесс приготовления цементного раствора путем добавления в кубовый остаток цемента и бентонита в заданной пропорции (которая определяется используемой рецептурой приготовления цементного компаунда). После перемешивания цементный раствор сливается в НЗК, размещенный на транспортной тележке.

Рецептура цементирования кубового остатка может уточняться по результатам лабораторного испытания цементного компаунда. Для контроля соответствия качества цементного компаунда требованиям НП-019-15 предусмотрен пробоотбор образцов цементного компаунда.

На Нововоронежской АЭС принята схема паспортизации, при которой активность радионуклидов в РАО определяется путем измерений и анализа спектров гамма-излучения от контейнера с размещенными в нем кондиционированными РАО, в частности, от НЗК с цементным компаундом. Для этого используются паспортизаторы РАО утвержденного типа. Однако, вследствие небольшой активности цементированных ЖРО, образующихся на НВАЭС-2, и высокой степени поглощения излучения в матрице отходов и стенках НЗК, чувствительности используемых паспортизаторов зачастую не хватает для измерений спектров гамма-излучения от НЗК с цементным компаундом с необходимой неопределенностью.

Для решения этой проблемы предложено в соответствии с ГОСТ 59968-2021 применить метод определения удельной активности радионуклидов в РАО путем расчета изменения концентрации радионуклидов в результате технологических операций по переработке и кондиционированию ЖРО.

В соответствии с техническим заданием разработана методика, предназначенная для паспортизации отвержденных РАО в форме цементного компаунда в контейнерах типа НЗК по результатам измерений удельной активности радионуклидов в пробах ЖРО, образующихся при эксплуатации НВАЭС-2 и поступающих на переработку методом цементирования.

#### **Описание методики и результатов экспериментальной проверки методики**

Разработанная методика основана на балансовой модели определения удельной активности радионуклидов в продукте цементирования ЖРО (цементном компаунде), использующей обусловленную технологическим процессом связь удельной активности  $i$ -го радионуклида в направляемой на цементирование порции ЖРО (измеряемая по методике величина) с удельной активностью  $i$ -го радионуклида в цементном компаунде (рассчитываемая по методике величина).

Методика предусматривает:

- проведение отбора проб ЖРО из емкостей систем обращения с ЖРО НВАЭС-2 перед направлением на цементирование;
- подготовку счетных образцов (СОБ);
- гамма-спектрометрические измерения радионуклидного состава и активности радионуклидов в СОБ;
- определение удельной активности радионуклидов в пробах ЖРО;
- определение удельной активности радионуклидов в цементном компаунде с применением балансовой модели.

Удельная активность радионуклидов в цементном компаунде согласно методике рассчитывается по результатам измерений удельной активности радионуклидов в исходных ЖРО, подлежащих отверждению (кубовом остатке и шламе), данным о рецептуре приготовления цементного компаунда и его конечной массе.

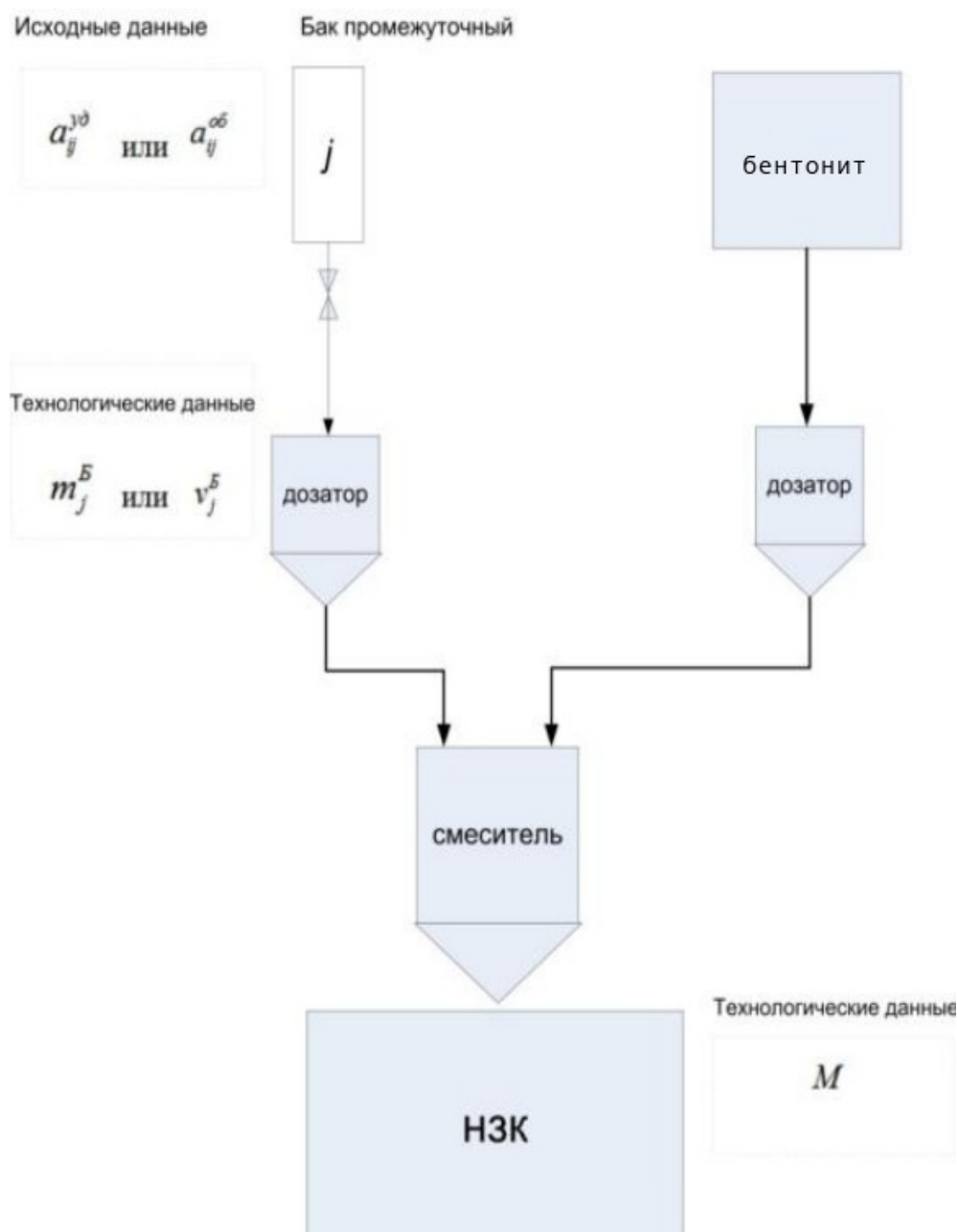


Рисунок 2 – Редуцированная блок-схема процесса цементирования ЖРО из одного источника



При этом учитывается два варианта приготовления смеси: однокомпонентный (поступление на цементирование в НЗК кубового остатка из одного бака) и многокомпонентный (поступление на цементирование в один НЗК кубового остатка из нескольких баков).

При поступлении  $i$ -го радионуклида из одного источника (бака) в НЗК (рисунок 2) удельная активность данного радионуклида  $a_{НЗК,ij}$ , Бк/кг, в приготовленном из данной порции ЖРО компаунде в НЗК рассчитывается по формуле

$$a_{НЗК,ij} = \frac{A_{ij}^B}{M}, \quad (1)$$

где  $M$  - результат измерений массы приготовленного цементного компаунда в НЗК, кг;  
 $A_{ij}^B$  - активность  $i$ -го радионуклида в направляемой на цементирование из  $j$ -го источника (бака) порции ЖРО (формула (2)), Бк.

Активность  $i$ -го радионуклида в направляемой на цементирование из  $j$ -го источника (бака) порции ЖРО  $A_{ij}^B$  (активность  $i$ -го радионуклида в цементном компаунде в НЗК), Бк, определяется по формуле

$$A_{ij}^B = a_{ij}^{y\delta} \cdot m_j^B \quad \text{или} \quad A_{ij}^B = a_{ij}^{ob} \cdot v_j^B, \quad (2)$$

где  $a_{ij}^{y\delta}$  - удельная активность  $i$ -го радионуклида в  $j$ -ом источнике (баке), определяемая по разделу 8, Бк/кг;

$a_{ij}^{ob}$  - объемная активность  $i$ -го радионуклида в  $j$ -ом источнике (баке), определяемая по разделу 8, Бк/м<sup>3</sup>;

$m_j^B$  - масса ЖРО из  $j$ -го источника (бака), пошедшая на приготовление компаунда НЗК, кг;

$v_j^B$  - объем ЖРО из  $j$ -го источника (бака), пошедшая на приготовление компаунда НЗК, м<sup>3</sup>.

При поступлении  $i$ -го радионуклида из  $N$  источников (баков) в НЗК (рисунок 3) удельная активность данного радионуклида  $a_{НЗК,i}$ , Бк/кг, в приготовленном из  $N$  порций ЖРО компаунде в НЗК определяется по формуле

$$a_{НЗК,i} = \frac{A_i^B}{M}, \quad (3a)$$

где  $M$  - результат измерений массы приготовленного цементного компаунда в НЗК по п.8.4, кг;

$A_i^B$  - суммарная активность  $i$ -го радионуклида в направляемых на цементирование из  $N$  источников (баков) порций ЖРО (формула (4)), Бк.

Суммарная удельная активность  $K$  радионуклидов в цементном компаунде  $a_{НЗК}$ , Бк/кг, определяется по формуле

$$a_{НЗК} = \sum_{i=1}^K a_{НЗК,i} \quad (3б)$$

Суммарная активность  $i$ -го радионуклида в направляемых на цементирование из  $N$  источников (баков) порций ЖРО  $A_i^B$  (активность  $i$ -го радионуклида в цементном компаунде в НЗК), Бк, определяется по формуле

$$A_i^B = \sum_{j=1}^N A_{i,j}^B, \quad (4)$$

где  $A_{i,j}^B$  - активность  $i$ -го радионуклида в направляемой на цементирование из  $j$ -го источника (бака) порции ЖРО, Бк, определяется по формуле (3).

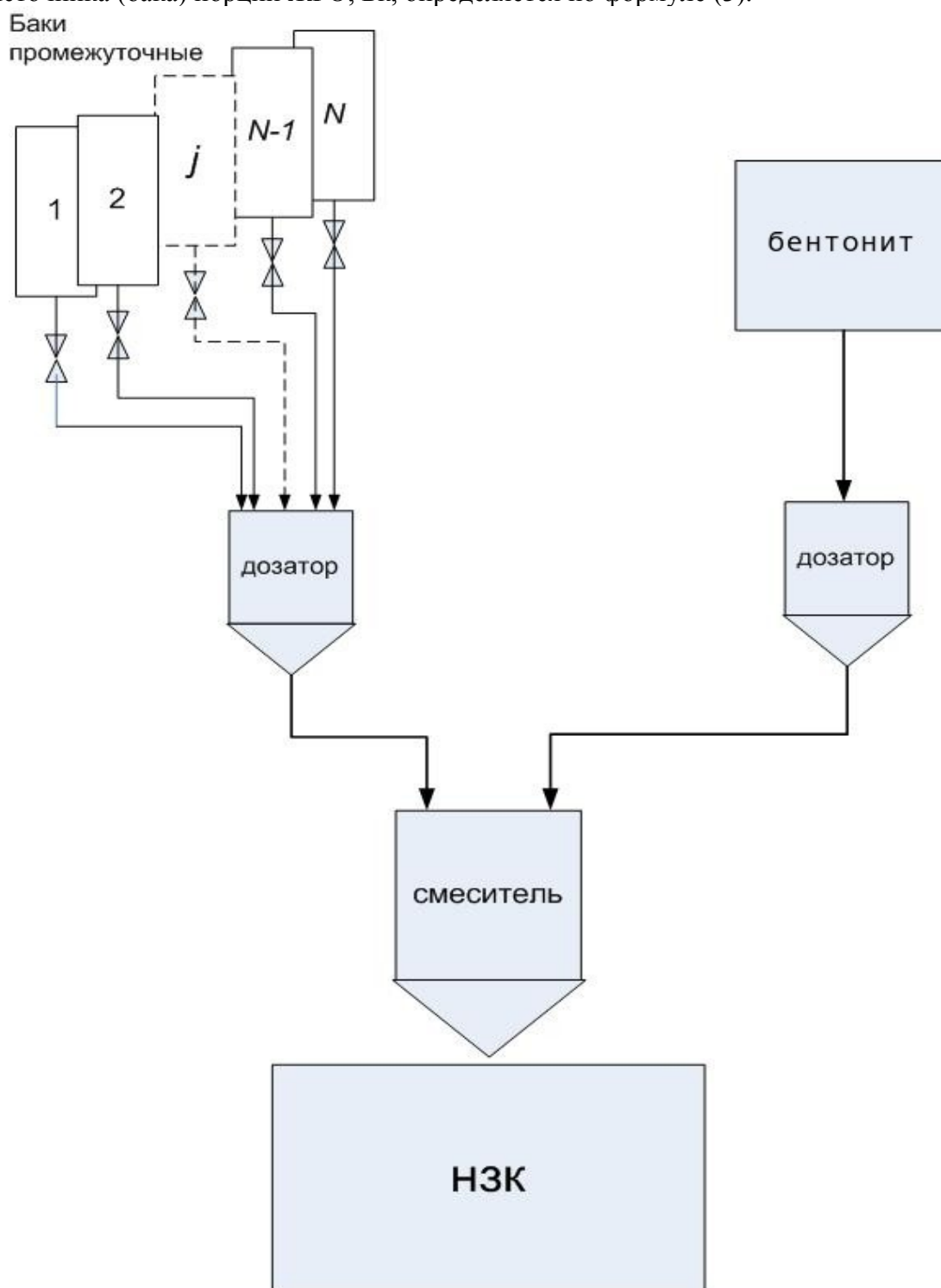


Рисунок 3 – Редуцированная блок-схема процесса цементирования ЖРО из  $N$  источников

Измерение удельной активности радионуклидов в кубовом остатке и шламе выполняется путем отбора проб ЖРО из емкостей хранения перед цементированием, подготовки СОБ и проведения измерений активности радионуклидов в СОБ с применением гамма-спектрометрической установки, определения удельной активности в пробах и исходной среде. Влияние неравномерности распределения удельной активности радионуклидов по объему емкости с кубовым остатком (КО) учитывается посредством отбора проб с различных глубин, определения среднего значения удельной активности по объему емкости и введением соответствующей поправки к неопределенности контроля. При измерениях проверяется выполнение критерия однородности ЖРО в каждом баке (источнике поступления ЖРО на цементирование) – среднее квадратическое отклонение результатов измерений удельной активности  $i$ -го радионуклида по  $L$  пробам, отобраным из бака с ЖРО, не должно превышать 10 %.

По результатам измерений удельной активности реперных гамма-излучающих радионуклидов определяется удельная активность в ЖРО радионуклидов, распад которых не сопровождается гамма-излучением с энергией и выходом, позволяющими регистрировать гамма-кванты с использованием доступного спектрометрического оборудования (например,  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ), с применением методического обеспечения радиационного контроля РАО НВАЭС-2 на основе технологии радионуклидного вектора.

Для проверки и подтверждения используемой в методике балансовой модели, а также для исследования метрологических характеристик и реализуемости методики выполнены экспериментальные исследования методики. Для этого разработана и реализована Программа исследований, в соответствии с которой выполнены:

- апробирование методов отбора и анализа проб ЖРО, реализуемых в методике;
- измерения радионуклидного состава и удельной активности радионуклидов в цементируемых ЖРО, образующихся при эксплуатации НВАЭС-2;
- анализ полученных экспериментальных данных и подтверждение балансовой модели определения удельной активности радионуклидов в отвержденных РАО, образующихся при эксплуатации НВАЭС-2, применяемой в методике ;
- исследование метрологических характеристик методики.

Работы по Программе включали:

- 1) отбор проб, образующихся при эксплуатации энергоблоков № 6-7 Нововоронежской АЭС и направляемых на цементирование ЖРО, и проб образующегося в результате цементирования цементного компаунда;
- 2) транспортировку отобранных проб к месту выполнения лабораторного анализа;
- 3) подготовку СОБ из отобранных проб и измерение удельной активности радионуклидов в СОБ методами альфа-, бета-, гамма-, ЖС-спектрометрии и/или радиометрии;
- 4) обработку результатов измерений и определение удельной активности радионуклидов из числа контролируемых в направляемых на цементирование ЖРО и в полученном цементном компаунде с оценкой неопределенности.

Для проведения исследований отобраны пробы цементируемых РАО на НВАЭС-2 с удельной активностью радионуклидов в диапазоне от  $10^4$  до  $10^{10}$  Бк/кг следующей морфологии: кубовый остаток; цементный компаунд от кондиционирования кубового остатка. Количество отбираемых проб – 25 – 35 штук каждой из морфологий.

Отдельные результаты экспериментальной проверки балансовой модели, используемой в методике, приведены в таблице 1.

Из таблицы 1 видно, что отношение удельной активности радионуклидов в цементном компаунде и в кубовом остатке, определенное по результатам экспериментального исследования, с учетом неопределенности измерений соответствуют расчетному значению, полученному по балансовой модели, применяемой в методике.

Отношение удельной активности радионуклида в цементном компаунде и в кубовом остатке, К				Рецептура приготовления цементного компаунда, цемент/бентонит/ЖРО, кг	Расчетное значение коэффициента К
Суммарная активность	$\beta$ -Н-3	Sr-90	Cs-137	1330/129/1034	0,42
0,59±0,21	0,57±0,25	0,69±0,27	0,49±0,11		

Таблица 1 - Пример результатов экспериментального исследования методики

По результатам теоретических и экспериментальных исследований выполнена аттестация методики измерений, изложенной в методике определения активности отвержденных ЖРО в форме цементного компаунда в контейнерах НЗК, данные об аттестованной методике направлены в Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений (ФИФ ОЕИ).

### Выводы

Рекомендованный ГОСТ 59968-2021 метод характеристики кондиционированных РАО, основанный на балансовой модели и учитывающий технологию кондиционирования РАО, реализован специалистами ВНИИАЭС в рамках разработки методики определения активности отвержденных ЖРО в форме цементного компаунда в контейнерах НЗК по договору с Нововоронежской АЭС.

Балансовая модель, предложенная в методике, была проверена и подтверждена в ходе выполнения экспериментальных работ по отбору и анализу проб ЖРО до кондиционирования и проб полученного цементного компаунда.

Методика измерений, изложенная в разработанной методике, аттестована с внесением данных об аттестованной методике в ФИФ ОЕИ.

### Литература

- 1 Федеральный закон от 11 июля 2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты»
- 2 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-093-14
- 3 ГОСТ 59968-2021 Радиоактивные отходы атомных станций. Определение радиационных характеристик
- 4 НП-019-15 «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности»

# СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПРОЦЕДУР ПОДГОТОВКИ И ПРОВЕДЕНИЯ ПРОТИВОАВАРИЙНЫХ ТРЕНИРОВОК НА АЭС АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» С УЧАСТИЕМ ГРУППЫ ОПАС И ЭКСПЕРТОВ ЦТП

*А.Д. Косов, А.А. Орехов, И.В. Смирнов, Е.А. Дашанова, Н.В. Богданова, В.С. Волчков*

## **Аннотация**

Противоаварийные тренировки на АЭС с участием группы ОПАС являются неотъемлемым элементом поддержания постоянной готовности и совершенствования системы аварийного реагирования АО «Концерн Росэнергоатом». Противоаварийные тренировки (далее – ПАТ) представляют собой трудоёмкий организационно-технический процесс, в котором задействовано несколько десятков участников, программно-технические комплексы, средства связи и передачи данных, а также противоаварийное оборудование и материально-технические ресурсы. Данный процесс условно можно разделить на следующие этапы: подготовка, проведение и анализ результатов ПАТ, а также разработка корректирующих мероприятий. При этом, сложно переоценить этап анализа результатов ПАТ, который обеспечивает комплексную и всестороннюю оценку эффективности АЭС и эксплуатирующей организации при управлении аварией в случае чрезвычайной ситуации.

*Ключевые слова: противоаварийные тренировки, эффективность АЭС, эффективность эксплуатирующей организации, группа ОПАС, центр технической поддержки, наблюдатели*

## **Введение**

Противоаварийные тренировки (далее - ПАТ) на АЭС с участием группы оказания экстренной помощи атомным станциям (далее – группа ОПАС) являются неотъемлемым элементом поддержания постоянной готовности персонала АЭС, группы ОПАС и участвующих в реагировании организаций к совместным и оперативным действиям по локализации и ликвидации последствий нештатных ситуаций и аварии на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом».

ПАТ с участием группы ОПАС позволяют в условиях, приближенных к реальным, отработать предусмотренные процедуры по управлению аварией, отработать навыки информационного взаимодействия всех участников системы аварийного реагирования, а также выявить направления развития системы аварийного реагирования на уровне АЭС и эксплуатирующей организации.

Процедуры подготовки и проведения ПАТ постоянно совершенствуются в части обеспечения приближения моделируемых условий к реальным, а также расширения перечня обрабатываемых задач.

При этом, одной из важнейших задач проведения ПАТ является анализ её результатов, который позволяет оценить действия участников тренировки при управлении аварией и защите персонала, а также разработать мероприятия по совершенствованию системы аварийного реагирования АЭС и эксплуатирующей организации. В настоящее время подобная оценка осуществляется экспертами ИАЦ Ростехнадзора, а также группой наблюдателей, присутствующих на площадке АЭС и в Кризисном центре Концерна.

## **Противоаварийные тренировки и учения на АЭС с участием группы ОПАС**

Противоаварийные тренировки на АЭС с участием группы ОПАС и ЦТП проводятся в соответствии с требованиями федеральных норм и правил Российской Федерации [1, 2, 3, 4], документами МАГАТЭ [5, 6, 7, 8, 9, 10], а также документами АО «Концерн Росэнергоатом» [11, 12, 13].

Противоаварийные тренировки на АЭС с участием группы ОПАС проводятся уже более 20 лет и начинались они с ПАТ экспертов по радиационной безопасности АЭС, КЦ и ЦТП, в рамках которых отрабатывались навыки персонала АЭС, группы ОПАС и экспертов ЦТП (ВНИИАЭС, ИБРАЭ РАН, ФМБЦ им А.И. Бурназяна, НПО «Тайфун»)

по оценке параметров источника выброса и прогноза радиационных последствий аварий. Основная цель подобных ПАТ состояла в выработке консолидированных решений по защите персонала и населения. При этом, динамике развития условной аварии, а также действиям по её управлению внимания не уделялось.

С течением времени стало ясно, что при проведении ПАТ с группой ОПАС не менее важной задачей является выработка и реализация стратегии управления неординарными аварийными ситуациями с привлечением экспертов группы ОПАС, а также специалистов Центров технической поддержки от Генерального конструктора реакторной установки, Научного руководителя эксплуатации проектных институтов. Это потребовало усложнения технологических сценариев, а также применения для разработки и проведения ПАТ полномасштабных тренажеров.

В круг обрабатываемых задач были включены вопросы противоаварийных коммуникаций, логистики, физической защиты, отработки процедур информационного обмена, аварийно-спасательных и других неотложных работ.

В 2010 году накопленный опыт подготовки и проведения ПАТ позволил формализовать требования и подходы к подготовке и проведению тренировок в виде самостоятельного документа [14]. Основная концепция ПАТ состояла в проведении тренировок с рассмотрением технологических и радиационных сценариев условных аварий, приближенным к реальным. Для достижения этих целей были доработаны комплексы моделирования технологического состояния оборудования (полномасштабные и аналитические тренажёры) и радиационной обстановки (имитатор показаний постов автоматизированной системы контроля радиационной обстановки).

Накопленный опыт подготовки и проведения ПАТ, а также авария на АЭС Фукусима (11.03.2011) стали толчком к доработке процедур подготовки и проведения ПАТ приведены, а именно:

- после аварии на АЭС Фукусима -1 (11.03.2011), основным элементом ПАТ является разработка технологического сценария, предусматривающего рассмотрение многоблочных запроектных аварий;
- отработка процедур развёртывания и ввода в работу передвижной противоаварийной техники (ППТ), приобретенной в рамках постуфукусимских мероприятий, а также проведены модернизации полномасштабных тренажеров (ПМТ) в части обеспечения моделирования подключения ППТ. Дополнительно, обеспечено увеличение количества ПАТ на АЭС с участием группы ОПАС.
- оценка эффективности противоаварийных учений и тренировок эксплуатирующей организации экспертами информационно-аналитическим центром Ростехнадзора (далее – ИАЦ Ростехнадзора) в соответствии с [15];
- формализация процедур и алгоритмов действий экспертных и функциональных групп ОПАС при аварийном реагировании в виде заранее разработанных шаблонов карт действий [16], предусматривающих чёткие алгоритмы выполнения задач по оказанию технической поддержки АЭС, сроки выполнения этих задач, а также порядок согласования рекомендаций от групп ОПАС.

Фотографии работы группы участников во время ПАТ приведены на рисунке 1.



*а. Работа КЧСПБ в ЗПУЦД*



*б. Работа оперативного персонала на ПМТ*



*в) Совещание группы ОПАС*



*г) Совещание по обсуждению процесса управления аварией по ВКС*



*д) Работа группы радиационной безопасности и мер защиты*



*Рисунок 1 – Работа участников ПАТ*

Пересмотр подходов к проведению ПАТ привел к необходимости актуализации Методических рекомендаций по подготовке, проведению и анализу результатов тренировок. Нацеленность на обеспечение реалистичности развития технологического и радиационного сценария путем обеспечения внезапности развития сценария ПАТ, использования моделирующих комплексов, а также необходимостью отработки навыков взаимодействия участников системы аварийного реагирования осталось без изменений.

При этом, добавился второй элемент по формализации процедур оценки эффективности тренировок и учений. Данная оценка осуществляется на уровне АЭС и эксплуатирующей организации путем формирования группы наблюдателей по оценке действий участников тренировки, проведении отдельных совещаний по обсуждению результатов тренировок, а также выработке мероприятий по устранению замечаний, выявленных в ПАТ. Дополнительно, эффективность ПАТ оценивается экспертами ИАЦ Ростехнадзора в соответствии с [16].

С целью обеспечения реалистичности проведения ПАТ в процедуры подготовки и их проведения внедрены новые элементы подготовки, проведения и анализа результатов тренировок.

### **Новые элементы подготовки и проведения ПАТ с целью обеспечения реалистичности развития технологического и радиационного сценария условной аварии**

В целях совершенствования противоаварийной готовности АО «Концерн Росэнергоатом» в процессы подготовки, проведения и анализа результатов ПАТ на АЭС с участием группы ОПАС и ЦТП внедрены следующие элементы:

- проведение тренировок по сценарию, разрабатываемому без привлечения специалистов АЭС. Технологический и радиационный сценарий тренировки разрабатывает группа подготовки и проведения ПАТ, в которую входят специалисты ДПГРЗ и ВНИИАЭС (без представителей АЭС);
- проведение ПАТ с неизвестной датой, временем начала и местом проведения (преимущественно внезапные ПАТ проводятся в нерабочее время). АЭС, дата и время начала тренировки назначается руководителем ПАТ. Сбор КЧСПБ АЭС и группы ОПАС осуществляется по сигналам оповещения;
- проведение ПАТ с известной АЭС и датой, но неизвестным временем начала (преимущественно данный вид ПАТ проводится в рабочее время). Сбор аварийных формирований АЭС, руководителей и членов группы ОПАС осуществляется со своих рабочих мест, после получения сигнала оповещения;
- проведение ПАТ по сценарию, предусматривающему возможность реализации нескольких вариантов протекания условной аварии («ветвление» сценария ПАТ), при этом каждая «ветвь» сценария приводит к различным радиационным последствиям. Конкретный перечень и время отказов оборудования выбирается руководителем ПАТ, в процессе её проведения. Первый опыт ветвления сценария условной аварии рассмотрен в рамках ПАТ на Кольской АЭС с участием группы ОПАС (03.08.2021).

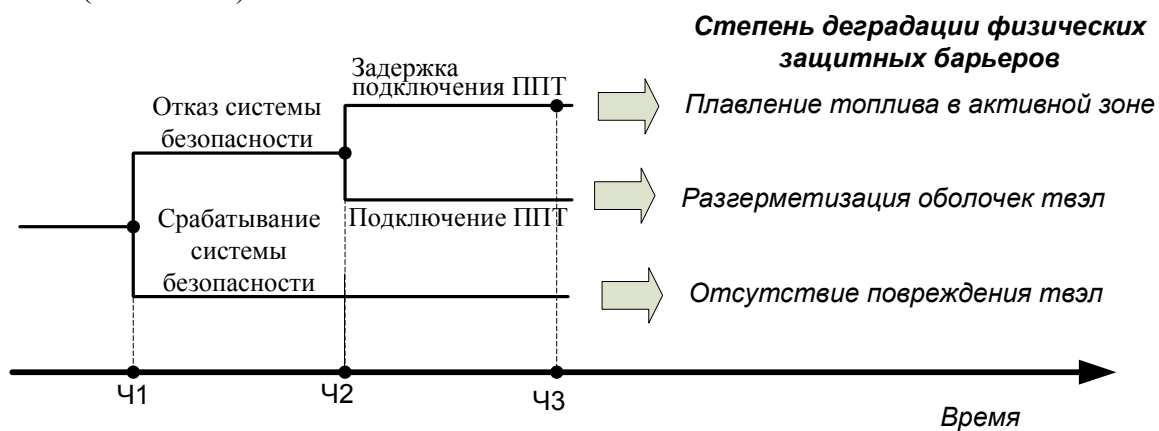


Рисунок 1– Возможные варианты сценария развития условной аварии во время ПАТ на Кольской АЭС (03.08.2021)

Дополнительным организационным элементом проведения ПАТ стало формирование рабочей группы по подготовке тренировок. Члены рабочей группы по подготовке ПАТ не принимают участие в тренировке и обеспечивают нераспространение информации о технологическом и радиационном сценарии третьим лицам.

### **Оценка эффективности действий эксплуатирующей организации, АЭС и центров технической поддержки группы ОПАС**

Особую важность при проведении и анализе результатов ПАТ представляет её качественная и количественная оценка. В связи с этим в [11] определена методология оценки ПАТ путем формирования группы наблюдателей за действиями участников ПАТ по заранее разработанным шаблоном рабочих заметок, предусматривающих более 80 критериев с тремя оценками их выполнения. Каждый критерий включает три оценки



качества его выполнения («критерий выполнен в полном объеме», «критерий выполнен не в полном объеме», «критерий не выполнен»).

По результатам оценки действий участников ПАТ вычислялась общая оценка эффективности тренировки по таблице 1 и формуле

$$\varepsilon = \frac{N_{\varepsilon}}{N_{\text{общ}}} \cdot 100 \text{ ext \%} \quad (1)$$

где  $N_{\text{общ}}$  – общее число критериев, по которым выполнялась оценка ПАТ,

$N_{\varepsilon}$  – сумма баллов по всем критериям оценки ПАТ, определяемая по формуле

$$N_{\varepsilon} = n_1 + n_{0.5} + n_0 \quad (2)$$

где  $n_1$  – показатель выполнен в полном объеме. Имеются незначительные недостатки, не влияющие на общее выполнение показателя. По данному критерию присваивается один балл;

$n_{0.5}$  – показатель выполнен не в полном объеме. Имеется ряд замечаний по выполнению показателя. По данному показателю присваивается ½ балла;

$n_0$  – показатель не выполнен. По данному показателю присваивается 0 баллов.

Т а б л и ц а 1 – Общая оценка противоаварийной тренировки

Противоаварийная тренировка	Оценка ПАТ (ε), %
Оценка «Отлично» ПАТ продемонстрировала высокую степень противоаварийной готовности АС и эксплуатирующей организации.	более 95
Оценка «Хорошо» В ПАТ выявлены замечания и предложения по совершенствованию отдельных элементов противоаварийной готовности АЭС и эксплуатирующей организации. Противоаварийная готовность АС и эксплуатирующей организации в целом находится на высоком уровне.	от 75 до 95
Оценка «Удовлетворительно» ПАТ позволила выявить ряд серьезных замечаний и предложений, снижающих противоаварийную готовность и эксплуатирующей организации. Требуется разработка корректирующих мероприятий.	от 50 до 75
Оценка «Не удовлетворительно» ПАТ позволила выявить ряд критических замечаний, снижающих противоаварийную готовность АС и эксплуатирующей организации. Требуется разработка радикальных корректирующих мероприятий и повторное проведение ПАТ.	менее 50

С целью обеспечения беспристрастности, объективности и обоснованности оценки действий участников ПАТ приняты следующие меры:

- члены рабочей группы по подготовке ПАТ не принимают участие в тренировках;
- контроль действий участников ПАТ осуществляется по заранее разработанным шаблонам рабочих заметок наблюдателей;
- проведение отдельного совещания для обсуждения результатов ПАТ с участием руководства АЭС, руководителей экспертных и функциональных групп ОПАС, группы наблюдателей. Такой подход позволяет более осознано подойти к обсуждению результатов ПАТ и выделить основные проблемные вопросы повышения противоаварийной готовности;

- при проведении ПАТ на АЭС направляется группа наблюдателей от центрального аппарата Концерна, других АЭС и АО «ВНИИАЭС» для независимой оценки действий участников

Оценка эффективности ПАТ осуществляется группой наблюдателей, находящихся на АЭС и в Кризисном центре путем заполнения шаблонов рабочих заметок наблюдателей. Спустя 3-5 дней после проведения ПАТ проводится отдельное совещание по обсуждению ПАТ где наблюдатели докладывают об отмеченной положительной практике, а также выявленных замечаниях и предложения. По результатам совещания и на основе рабочих заметок наблюдателей формируется отчет по результатам ПАТ с подготовкой мероприятий по устранению выявленных замечаний, а также оценкой эффективности тренировок.

Дополнительно к оценке эффективности ПАТ эксплуатирующей организации оценка тренировки осуществляется экспертами ИАЦ Ростехнадзора в соответствии с Методическими рекомендациями [14]. На основе поступающей в ИАЦ Ростехнадзора от АЭС и Кризисного центра информации проводится анализ выполнения критериев (предусмотрено 15 критерий оценки ПАТ), разработанных на основе требований ФНП в области использования атомной энергии. В свою очередь, каждый критерий имеет три оценки его эффективности: «Достаточная», «Удовлетворительная», «Недостаточная».

По результатам выполнения критериев выполняется общая оценка, предусматривающая три оценки эффективности ПАТ: «Достаточная», «Удовлетворительная», «Недостаточная». Результаты оценки эффективности ПАТ от ИАЦ Ростехнадзора оформляются в виде отдельного отчета и направляются в эксплуатирующую организацию в течении 10 дней после получения отчета по результатам ПАТ.

По практике взаимодействия, проект оценки эффективности ПАТ ИАЦ Ростехнадзора учитывается в отчете по результатам ПАТ с целью выработки мероприятий, по устранению выявленных замечаний.

Используемый в настоящее время подход к оценке эффективности тренировок довольно хорошо проработан и позволяет качественно и количественно оценить эффективности каждой ПАТ, а также динамику улучшения противоаварийной готовности как АЭС, так и эксплуатирующей организации.

Тем не менее, опыт оценки эффективности ПАТ показал, что в ряде случаев используемый подход не всегда объективен по причине того, что не все разработанные критерии имеют одинаковый «вес» с точки зрения влияния на безопасность и противоаварийную готовность. Использование в качестве критериев оценки эффективности ПАТ показатели, имеющих одинаковый «весовой коэффициент» необъективно. При оценке ПАТ необходимо учитывать, как вес отдельного критерия в контролируемой зоне, так и влияние области наблюдения.

В связи с этим, предлагается рассмотреть возможность использования доработанной методологии оценки эффективности ПАТ

$$\varepsilon_{ЭО} = \sum_{i_{зон}} \sum_{j_{крит}} \frac{\eta_i \cdot \mu_j \cdot Q_{i,j}}{\eta_i \cdot \mu_j \cdot Q_{max}} \cdot 100 \text{ text} \% \quad (3)$$

где  $\eta_i$  – вес контролируемой зоны  $i$ ;

$\mu_j$  – вес отдельного критерия  $j$ ;

$Q_{i,j}$  – оценка выполнения критерия  $i, j$  (1, 0.5, 0);

$Q_{max}$  – максимальная оценка выполнения каждого критерия ( $Q_{i,j}=1$ ).

Очевидно, что задача разработки весовых коэффициентов для каждого критерия и контролируемой зоны является не тривиальной. Подобная работа по оценке весовых коэффициентов должна быть выполнена в рамках рабочей группы из представителей АЭС, эксплуатирующей организации и экспертов Ростехнадзора. При разработке весовых коэффициентов необходимо учитывать, что любое аварийные мероприятия,

как например вмешательство, могут принести как пользу, и соответственно любые решения требуют вмешательства и оптимизации.

### **Выводы (Заключение)**

Подготовка и проведение ПАТ на АЭС с участием группы ОПАС постоянно совершенствуется и развивается, оставляя неизменным ключевое правило - обеспечение реалистичности рассматриваемых событий.

Опыт противоаварийных тренировок показал, что эффективность ПАТ достигается не только детализированной подготовкой тренировки, но и развитием процедур наблюдения за участниками и оценки действий персонала АЭС, эксплуатирующей организации и ЦТП по управлению условной аварией.

В настоящее время ПАТ одновременно оцениваются эксплуатирующей организацией [14] и регулятором Ростехнадзором [15]. Разработанные методы позволили перейти от качественных оценок эффективности каждой ПАТ к количественным. Методики АО «Концерн Росэнергоатом» и Ростехнадзора в целом схожи и предусматривают множество критериев по разным направлениям оценки, предусматривающим три варианта их выполнения. На основании отдельных направлений вычисляется общая оценка ПАТ.

Тем не менее, трёхлетний опыт использования такой системы определил направления развития подходов и критериев оценки для получения более качественной обратной связи по результатам ПАТ и повышения объективности оценок.

Реализация предложенных подходов направлена на совершенствование процедур управления аварией и противоаварийной готовности АЭС и АО «Концерн Росэнергоатом» в целом.

### **Литература**

- 1 НП-001-15 Общие положения обеспечения безопасности атомных станций
- 2 НП-015-12 Типовое содержание плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции
- 3 НП-005-16 Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно-опасных ситуаций
- 4 Сан Пин 2.6.1.24-03. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03)
- 5 Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации. Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR PART 7 МАГАТЭ Вена 2016
- 6 Безопасность атомных электростанций: ввод в эксплуатацию и эксплуатация. Конкретные требования безопасности МАГАТЭ, № SSR-2/2 7 МАГАТЭ Вена 2011
- 7 Меры по готовности к ядерной или радиационной аварии/ Серия норм безопасности МАГАТЭ № GS-G-2.1. МАГАТЭ, Вена 2007
- 8 Программы по управлению тяжелыми авариями на атомных электростанциях. Руководство по безопасности. NS-G 2.15 МАГАТЭ, Вена 2014
- 9 Подготовка, проведение и оценка учений по проверке готовности к ядерной или радиологической ситуации. EPR- EXERCISES 2005 МАГАТЭ, Вена 2009
- 10 Методика разработка мероприятий по реагированию на ядерную или радиологическую аварийную ситуацию. Аварийная готовность и реагирование. EPR-методика. МАГАТЭ, Вена 2009

11 МР 1.1.4.04.1414-2018. Подготовка, проведение и анализ результатов противоаварийных тренировок с участием атомных станций, группы ОПАС и центров технической поддержки. Методические рекомендации

12 РГ 1.1.3.21.1376-2017. Функционирование группы оказания экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно опасных ситуаций. Регламент

13 ПО 1.1.3.18.1375-2017 Группа оказания экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно опасных ситуаций. Положение

14 МТ.1.2.5.01.999.0088-2010 Подготовка, проведение и анализ результатов противоаварийных тренировок с участием атомных станций, группы ОПАС и центров технической поддержки

15 Методические рекомендациями по оценке эффективности противоаварийных учений и тренировок эксплуатирующей организации атомных станций», утвержденные приказом Ростехнадзора от 25.12.2017 № 565

16 РГ 1.1.3.21.1376-2017 Функционирование группы оказания экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно-опасных ситуаций (ОПАС). Регламент

## БАЗА ВЕРИФИЦИРОВАННЫХ СЦЕНАРИЕВ ПРОТИВОАВАРИЙНЫХ ТРЕНИРОВОК НА АЭС С УЧАСТИЕМ ГРУППЫ ОПАС

*А.Д. Косов, А.А. Орехов, И.В. Смирнов, Е.А. Дашанова, Н.В. Богданова*

### **Аннотация**

Любая многоуровневая техническая, информационная или организационная система требует регулярной диагностики с целью своевременного выявления направлений развития её отдельных элементов и повышения эффективности всей системы в целом. В сложных организационных системах, таких как система аварийного реагирования АО «Концерн Росэнергоатом» данная задача стоит наиболее остро, по причине объединения большого числа программных, технических и информационных средств, а также организационных процедур по управлению авариями. Противоаварийные тренировки на АЭС с группой ОПАС и Центрами технической поддержки являются одним из действенных методов диагностики системы аварийного реагирования. Их необходимость в первую очередь обусловлена тем, что в данной системе задействованы специалисты с принципиально разными компетенциями, имеющими различную ведомственную принадлежность и направленных на решение совершенно разнородные задачи в процессе аварийного реагирования. Эффективность таких тренировок напрямую зависит от того, насколько неожиданным и непредсказуемым будет развитие сценария условной аварии для участников ПАТ, а также от того, насколько корректно будет проведена оценка действий участников тренировки. Для обеспечения элемента внезапности и неожиданности развития сценариев условных аварий разработана База верифицированных сценариев ПАТ. В данной статье рассматривается роль и значение этого инструмента в повышении эффективности противоаварийных тренировок и учений на АЭС.

Одним из методов оценки готовности системы аварийного реагирования АО «Концерн Росэнергоатом» к действиям в случае чрезвычайных ситуации на АЭС являются противоаварийные тренировки (ПАТ) и учения на АЭС с участием группы ОПАС. Противоаварийные тренировки позволяют создать условия, максимально приближенные к реальным аварийным ситуациям с целью отработки практических навыков персонала АЭС, группы ОПАС и поддерживающих организаций к реагированию на ЧС, оценке эффективности (верификации) предусмотренных на случай аварии организационных и технических средств, а также выявлении отдельных элементов системы аварийного реагирования, требующих развития или модернизации.

Необходимость проведения ПАТ на АЭС с участием эксплуатирующей организации закреплена в Федеральных нормах и правилах НП-001-15 [1], НП-015-12 [2], НП-005-16 [3], СП АС-03 [4] и рекомендациях МАГАТЭ по безопасности [5, 6, 7, 8, 9, 10].

Подготовка ПАТ представляет собой комплекс организационно-технических мероприятий, реализуемых рабочей группой (рисунок 1) для разработки необходимого комплекта документов, подготовку моделирующих и расчётных программно-технических комплексов, средств связи, а также создание условий для независимой и комплексной оценки действий участников тренировки. Центральным стержнем каждой ПАТ, на который нанизываются подготовительные мероприятия и разрабатываемые документы (рисунок 1), является сценарий условной аварии, в котором определено исходное состояние энергоблоков, а также события,

приводящие к возникновению и развитию технологического, пожарного и радиационного сценария.

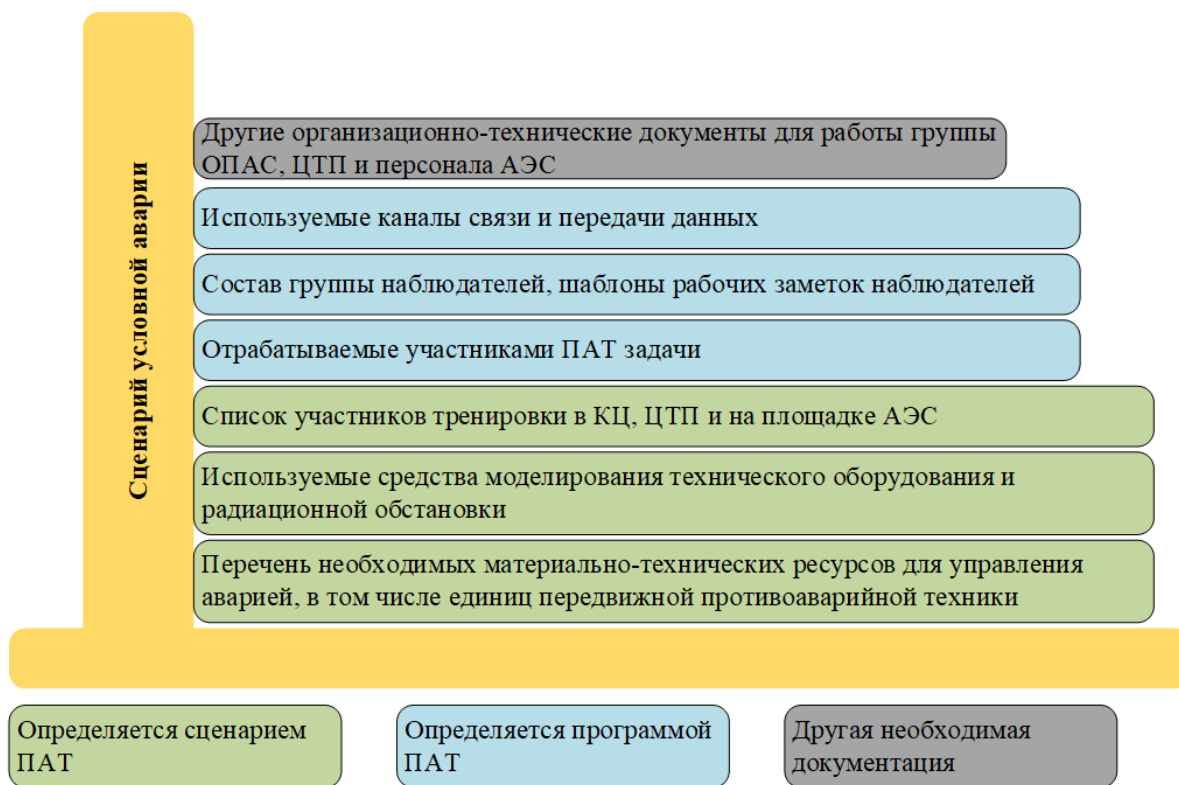


Рисунок 1 – Перечень элементов, определяемых на этапе подготовки противоаварийной тренировки

Сценарий ПАТ определяет необходимый объем привлекаемых сил и средств для управления аварией, а также ожидаемые действия персонала по локализации и ликвидации её последствий. В связи с этим эффективность ПАТ напрямую зависит от того, насколько неожиданным и непредсказуемым будет развитие условной аварии для участников тренировки. Под эффективностью тренировки в данном контексте понимается максимальное приближение ожидаемых и достигнутых результатов тренировки, в том числе количество задействованных участников аварийного реагирования, применяемое техническое, методическое и программное обеспечение, а также результативность принятых организационных мер по управлению аварией.

Разработка сценария ПАТ трудоёмкий и длительный процесс, требующий привлечения специалистов в области технологии реакторных установок, инструкторов учебно-тренировочного центра, экспертов радиационной безопасности и аварийного реагирования. Как правило, данный процесс длится от двух до четырех недель и является лимитирующим (критическим) с точки зрения времени организации тренировки. При этом предварительное моделирование сценария ПАТ на полномасштабном (ПМТ) или аналитическом (АТ) тренажёре увеличивает вероятность утечки информации о сценарии аварии среди участников тренировки, что негативно влияет на эффективность тренировок.

В настоящее время с целью обеспечения эффективности проводимых ПАТ предусмотрено несколько мер по недопущению распространения информации о

сценарии условной аварии среди её участников, в том числе разработка комплекта из нескольких сценариев или разработка многовариантных сценариев ПАТ [11].

Во время ПАТ 2022 года отработывалась практика рассмотрения технологических и радиационных сценариев тренировок, предусматривающих несколько вариантов развития условных аварий. Основная задача таких тренировок состоит в отработке элемента внезапности развития сценария условной запроектной аварии среди участников ПАТ, так как конкретный перечень отказов оборудования выбирается руководителем тренировки непосредственно в день её проведения. При этом, для обеспечения реалистичности рассматриваемых событий для каждого варианта развития условной аварии должны быть проведены оценки возможности их моделирования на ПМТ и АТ АЭС.

Пример схемы многовариантного сценария условной аварии приведен на рисунке 2.

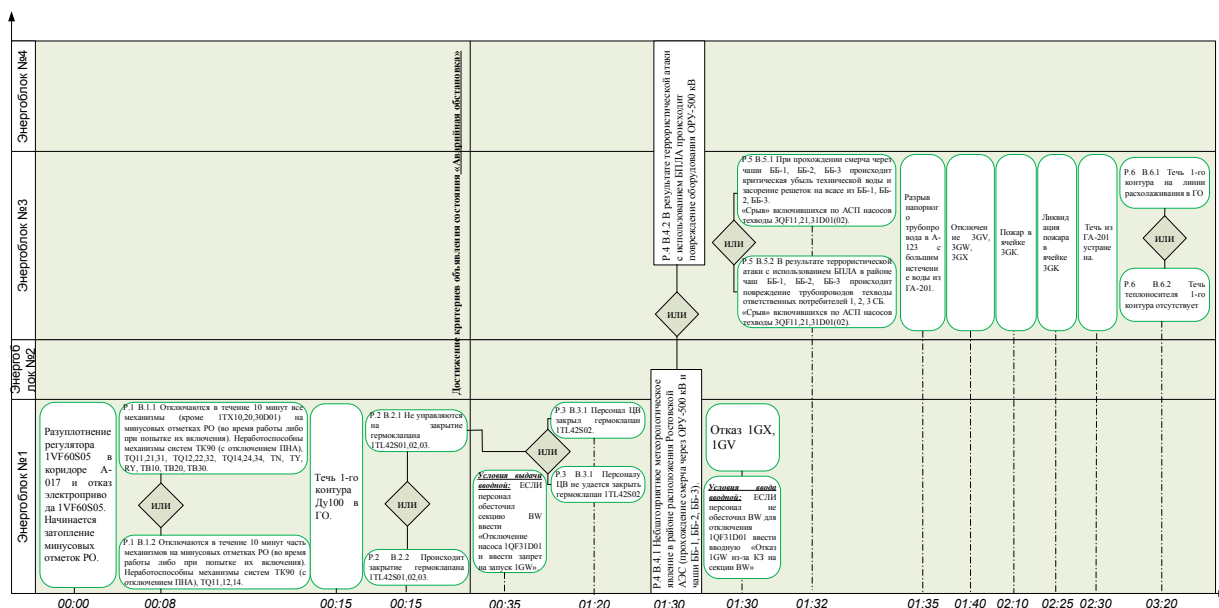


Рисунок 2 – Пример схемы карта развития условной аварии на АЭС

Практика рассмотрения подобных сценариев показала свою эффективность с точки зрения оценки действий персонала АЭС, группы ОПАС и ЦТП, но требует больших временных и человеческих ресурсов на подготовку тренировок, что делает данный подход невозможным с учётом растущих требований по ежегодному количеству тренировок (ежегодно не менее одной тренировки на АЭС).

В связи с этим в 2022 году АО «ВНИИАЭС» по заказу АО «Концерн Росэнергоатом» (договор № 9/198961-Д от 15.03.2022) разработана База верифицированных сценариев (далее -БВС), в которой депонировано по пять сценариев условных аварий для проведения ПАТ на Балаковской, Белоярской, Нововоронежской и Смоленской АЭС.

Концепция БВС заключается в централизованном хранении и представлении непосредственно перед тренировкой руководителю ПАТ комплекта сценариев условных аварий, прошедших предварительное моделирование (верификацию) на полномасштабных и/или аналитических тренажёрах АЭС. Данная система даёт руководителю тренировки инструмент управления ходом проведения тренировки, позволяющий отобразить общую картину развития событий на АЭС и ответные действия участников, а также средства управления, влияющие на ход развития условной аварии.

База верифицированных сценариев позволяет:

1) сократить сроки подготовки тренировок путем заблаговременной разработки комплекта сценариев условных аварии. Комплекты сценариев разрабатываются заблаговременно с учётом возможности их моделирования на тренажёрах АЭС, что позволяет сократить сроки проведения ПАТ или провести внезапную тренировку (без заранее установленной даты и времени начала);

2) обеспечить хранение и представление взаимосвязанных данных о технологических, пожарных и радиационных сценариях условных аварий на АЭС (комплект вводных, технологическое описание отказов, оценки параметров источника выброса, радиационные последствия для принятых сценарных метеорологических условий и т.д.)

3) создать условия для нераспространения информации о сценарии условной аварии среди её участников. Руководитель ПАТ в день проведения тренировки выбирает конкретный сценарий условной аварии и вариант его развития, а также может оперативно внести изменения в сценарий условной аварии (дополнительные отказы, время возникновения событий). После выбора сценария ПАТ посредникам будут сформированы и переданы через функционал БВС комплекты вводных для моделирования сценария условной аварии;

4) создать для руководителя тренировки цифровой инструмент управления ходом проведения ПАТ в режиме реального времени. БВС позволяет создать информационный портал для взаимодействия в режиме реального времени руководителя ПАТ и посредников. Функционал БВС позволяет отобразить информацию о посредниках тренировки, сообщить оперативную информацию по ходу развития условной аварии, контролировать время получения вводных посредником, а также времени их реализации на ПМТ и АТ, а также результат реализации (выявленные проблемы или замечания).

Для разработки комплекта сценариев ПАТ проделана большая работа по изучению функциональных возможностей ПМТ и АТ АЭС, опыту их использования при моделировании условных аварий во время тренировок, были проанализированы проектные документы по энергоблокам АЭС, а также сценарии рассмотренных тренировок за последние пять лет (рисунок 3). На основании проведенной работы подготовлены комплекты сценариев ПАТ с учётом их возможности моделирования на тренажёрах АЭС, в том числе многовариантные сценарии условных аварий.



## 1. Подготовка требований к сценариям ПАТ:

- Анализ требований к сценариям ПАТ (запроектные аварии, в том числе многоблочные события, необходимость задействования передвижной противоаварийной техники и т.д. )

## 2. Анализ функциональных возможностей ПМТ и АТ:

- Границы моделирования технологических сценариев (разгерметизация оболочек ТВЭЛ, плавление топлива)
- Изучение перечня отказов, моделируемых на ПМТ и АТ
- Анализ опыта моделирования технологических сценариев ПАТ за последние 5 лет (ошибки моделирования)
- Возможность моделирования действий по подключению передвижной противоаварийной техники

## 3. Изучение проектной и технической документации:

- Ожидаемая динамика развития условной аварии
- Изучение оборудования АЭС, влияющего на ход развития аварии
- Прогнозные оценки параметров источника выброса
- Характерные времена повреждения активных зон реакторов и средства управления аварией
- Имеющиеся на АЭС механизмы управления авариями

## 4. Разработка сценариев ПАТ:

- Наличие нескольких вариантов развития сценария ПАТ
- Необходимость задействования ППТ
- Возможность моделирования сценария ПАТ на ПМТ и АТ

Рисунок 3 – Этапы разработки сценариев ПАТ

База верифицированных сценариев оснащена пользовательским графическим интерфейсом (рисунок 4) с использованием кроссплатформенных решений и возможностью работы в отечественных операционных системах.

The image shows two screenshots of a web application interface for PA scenario verification. The left screenshot is titled "Выбор АЭС" (Power Plant Selection) and shows a grid of power plants: Балаковская АЭС (2 scenarios), Калининская АЭС (1 scenario), and Нововоронежская АЭС (0 scenarios). Below this is a detailed view for "Многоблочная запроектная авария на энергоблоках № 1, 4" (Multi-block project violation accident on units 1, 4) with a table of scenarios.

Время вступления в силу	Событие	Адрес (по координатам)	Действие
1-4-00:00:00	Исходное состояние энергоблока 1 БАЛАЭС	Энергоблок 1 БАЛАЭС работает на номинальном уровне мощности. Основное оборудование РО и ТО находится в работе и в резерве согласно графикам. Основные регуляторы РО и ТО работают в автоматическом режиме без вмешательства оператора.	Рассчитать ПАТ, ИС ОРБ, ЗПУ
2-4-00:00:00	Исходное состояние энергоблока 1 БАЛАЭС	Энергоблок 1 БАЛАЭС работает на номинальном уровне мощности. Основное оборудование РО и ТО находится в работе и в резерве согласно графикам. Основные регуляторы РО и ТО работают в автоматическом режиме без вмешательства оператора.	Рассчитать ПАТ
3-4-00:00:00	Присоединение нештатного источника и цепосода БРП-А на ТГ 1 цепи. При открытии БРП-А ТЭС0055 его замкнутость в зоне 100 %.	НС ОРБ	Сформировать сценарий
4-4-00:00:00	Смена одной из трубчатых ТГ 1 цепи. Присоединение теплового пункта водогрейной сети.	НСС	Сформировать сценарий
4-4-00:00:00	Присоединение нештатного источника и цепосода БРП-А на ТГ 1 цепи. При открытии БРП-А ТЭС0055 его замкнутость в зоне 100 %.	ЗПУ	Сформировать сценарий

The right screenshot is titled "Выбор варианта сценария" (Scenario Variant Selection) and shows details for "Вариант 1: Разрыв трубы ПГ + ГО не локализована" (Variant 1: Pipe rupture + GLO not localized). It includes fields for "Категория", "Исходное состояние сценария", "Использование ППТ", "Степень повреждения активной зоны реактора", "Длительность сценария ПАТ", "Радиационные последствия", and "Моделирование сценария". Below this is a section for "Вводные по тренировке" (Training Inputs) with a table of scenarios.

Время вступления в силу	Содержание вводной	Адрес вводной
1-4-00:00:00	Исходное состояние энергоблока 1 БАЛАЭС. Энергоблок 1 БАЛАЭС работает на номинальном уровне мощности. Основное оборудование РО и ТО находится в работе и в резерве согласно графикам. Основные регуляторы РО и ТО работают в автоматическом режиме без вмешательства оператора.	Рассчитать ПАТ, ИС ОРБ, ЗПУ
2-4-00:00:00	Присоединение нештатного источника и цепосода БРП-А на ТГ 1 цепи. При открытии БРП-А ТЭС0055 его замкнутость в зоне 100 %.	НС ОРБ

Рисунок 4 – База верифицированных сценариев

Схема использования Базы верифицированных во время ПАТ приведена на рисунке 5.

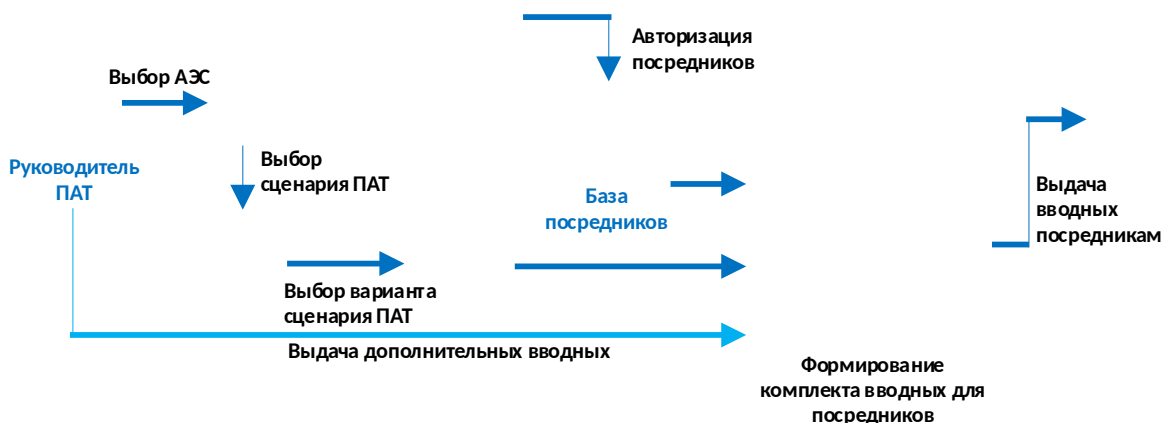


Рисунок 5 - Схема использования Базы верифицированных сценариев во время ПАТ

Такой подход позволяет обеспечить для участников тренировки внезапность и непредсказуемость развития условной аварии, сохраняя основную задачу ПАТ по обеспечению реалистичности рассматриваемых событий путем гарантированного моделирования комплекта вводных на полномасштабных тренажёрах. База верифицированных сценариев развёрнута на технических ресурсах Кризисного центра и прошла опытную эксплуатацию в рамках учебных ПАТ на СМОАЭС и НВОАЭС в 2022 году.

Первое практическое применение Базы верифицированных сценариев состоялось во время ПАТ на Нововоронежской АЭС (28.02.2023) с участием группы ОПАС, экспертов ЦТП, СКЦ Росатома и ИАЦ Ростехнадзора.

В день проведения ПАТ (28.02.2023) руководителем ПАТ от АО «Концерн Росэнергоатом» был выбран сценарий условной многоблочной запроектной аварии на энергоблоках № 4, 6, предусматривающий две развилки, каждая из которых включала два возможных варианта развития условной аварии. Конечный выбранный сценарий условной аварии включал в себя течь теплоносителя первого контура во второй с повреждением системы пассивного отвода тепла на энергоблоке № 6, а также течь теплоносителя первого контура и полным обесточиванием энергоблока № 4.

После выбора руководителем ПАТ сценария и варианта развития условной аварии автоматически сформированы комплекты вводных для группы посредников, находящихся в УТП НВОАЭС (посредники на ПМТ блоков № 4 и 6, НСС 2 оч., НСС 6 оч.). После получения комплекта вводных посредниками на ПМТ был задан необходимый перечень отказов для начала моделирования технологического и, соответственно, радиационного сценария условной аварии.

Положительный опыт использования Базы верифицированных сценариев во время ПАТ на НВОАЭС заключался в создании условий, исключающих возможность утечки информации о сценарии условной аварии за счёт выбора конкретного сценария тренировки и варианта его развития непосредственно в день тренировки. Такой подход позволил:

- исключить возможность предварительного заполнения оперативных сообщений, информационных карт на АЭС, а также докладов РАР, КЧСПБ АС и группы ОПАС;

- отработать в реальных условиях навыки оперативного персонала АЭС по управлению аварией, действия НСС по информированию НСКЦ и ИАЦ Ростехнадзора о развитии аварии, а также КЧСПБ и РАР по информированию группы ОПАС;

- отработать практические действия по развёртыванию и вводу в работу передвижной противоаварийной техники;

- провести корректную оценку действий участников ПАТ при управлении условной аварией.

В 2023 году планируется развитие Базы верифицированных сценариев по результатам опытно-промышленной эксплуатации во время ПАТ и загрузка комплекта сценариев условных аварий на Кольской, Ростовской, Калининской, Курской и Ленинградской АЭС.

### **Заключение**

Противоаварийные тренировки на АЭС являются важной частью обеспечения безопасной эксплуатации АЭС, а также инструментом верификации и валидации действующих процедур и руководств аварийного реагирования. Эффективность тренировок во многом зависит от создания условий, обеспечивающих нераспространение информации о сценарии условной аварии. В связи с этим в 2022 году по заказу АО «Концерн Росэнергоатом» АО «ВНИИАЭС» была разработана и внедрена в систему противоаварийной готовности База верифицированных сценариев для проведения ПАТ на АЭС с участием группы ОПАС и ЦТП, предназначенная для централизованного хранения взаимосвязанных данных по сценариям проведения противоаварийных тренировок, гарантированно моделируемых на полномасштабных и/или аналитических тренажёрах АЭС. БВС является шагом к цифровизации процедур противоаварийной готовности, предоставляющим руководителю тренировки удобный цифровой инструмент управления процессом проведения противоаварийных тренировок на АЭС с участием группы ОПАС.

### **Литература**

- 1 НП-001-15 Общие положения обеспечения безопасности атомных станций
- 2 НП-015-12 Типовое содержание плана мероприятий по защите персонала в случае аварии на атомной станции
- 3 НП-005-16 Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно-опасных ситуаций
- 4 Сан Пин 2.6.1.24-03. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03)
- 5 Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации. Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GSR PART 7 МАГАТЭ Вена 2016
- 6 Безопасность атомных электростанций: ввод в эксплуатацию и эксплуатация. Конкретные требования безопасности МАГАТЭ, № SSR-2/2 7 МАГАТЭ Вена 2011
- 7 Меры по готовности к ядерной или радиационной аварии/ Серия норм безопасности МАГАТЭ № GS-G-2.1. МАГАТЭ, Вена 2007
- 8 Программы по управлению тяжелыми авариями на атомных электростанциях. Руководство по безопасности. NS-G 2.15 МАГАТЭ, Вена 2014
- 9 Подготовка, проведение и оценка учений по проверке готовности к

ядерной или радиологической ситуации. EPR- EXERCISES 2005 МАГАТЭ, Вена 2009

10 Методика разработка мероприятий по реагированию на ядерную или радиологическую аварийную ситуацию. Аварийная готовность и реагирование. EPR-методика. МАГАТЭ, Вена 2009

11 МР 1.1.4.04.1414-2022. Подготовка, проведение и анализ результатов противоаварийных тренировок с участием атомных станций, группы ОПАС и центров технической поддержки. Методические рекомендации

## АНАЛИЗ ТЕХНОЛОГИИ УСТРОЙСТВА СУХОЙ ЗАЩИТЫ РЕАКТОРОВ ВВЭР

*д.т.н. Б.К. Пергаменецкий, к.т.н. О.В. Колтун*

Сухая защита (более правильно «защита сухая») – конструкция, окружающая корпус реактора современных отечественных АЭС с реакторами типа ВВЭР. Название «сухая» она получила в конце 1970-х годов, когда пришла на смену защиты в виде баков, заполненных водой. Такая «мокрая» защита реализована на АЭС с реакторами РБМК (Ленинградской, Курской, Смоленской АЭС). Хорошо известны ее недостатки, среди которых опасность протечек и крайняя сложность ремонтных работ.

Защита сухая выполняет функции радиационно-теплового экрана, предохраняющего биологическую защиту из обычного бетона от радиационных повреждений и разогрева. Она относится к элементам шахты реактора, наряду с опорной фермой и упорной фермой, которые также заполняются серпентинитовым бетоном. Кроме того, она играет важную роль в системе управления и защиты реактора. Основные конструктивные решения базируются на изобретениях МГСУ (ранее МИСИ им. В.В.Куйбышева) и АО ОКБ «Гидропресс» [1, 2].

Защита сухая представляет собой металлический цилиндрический бак, заполненный серпентинитовым бетоном, для приготовления которого в качестве щебня и песка используется горная порода серпентинит. Ее основу составляет минерал серпентин ( $3\text{MgO}\cdot 2\text{SiO}_2\cdot 2\text{H}_2\text{O}$ ). Бетон на основе серпентинита обладает высокой радиационной и температурной стойкостью. Характеристики серпентинита мало меняются при нагревании до  $400\text{--}450^\circ\text{C}$ , как и химический состав при флюенсе нейтронов до  $1,7\cdot 10^{21}$  нейтрон/см<sup>2</sup>. Высокое содержание легких ядер в составе серпентинита (в пересчете на воду до 12-13%) приводит к смягчению спектра реакторного излучения, накоплению тепловых нейтронов в бетоне защиты сухой. Так, при увеличении концентрации воды в бетоне с 2% до 12% длина замедления нейтронов с энергией от 2 МэВ до 1 МэВ снижается с 20 до 5 см. Длина релаксации потока быстрых нейтронов снижается с 18,5 см до 15 см при увеличении содержания воды с 2% до 12% [3-7]. Именно в каналах защиты сухой размещаются ионизационные камеры системы управления и защиты реактора, «работающие» на тепловых нейтронах.

Защита реактора ВВЭР представляет собой полую металлическую цилиндрическую конструкцию внутренним диаметром 5560 мм, наружным диаметром 6710 мм и высотой 5295 мм, заполненную серпентинитовым бетоном. Масса металла – около 30 т, объем бетона –  $48,5\text{ м}^3$ . Металлоконструкция защиты состоит из двух баков, нижнего и верхнего, соответственно высотой 2200 мм и 3095 мм, каждый из которых разделен вертикальными перегородками на 15 одинаковых секций. В секциях предусмотрены горизонтальные перегородки с проемами для подачи и укладки бетонной смеси. Баки и перегородки выполнены из листовой стали толщиной 10 мм. Через секции проходят вертикально по две металлических трубы диаметром 170 мм, связанных на сварке с другими элементами бака. Трубы предназначены для размещения ионизационных камер. В период эксплуатации бетон защиты и примыкающий к ней с наружной стороны обычный бетон биологической защиты, а также теплоизоляция реактора охлаждаются воздухом, который прокачивается в кольцевых зазорах.

В соответствии с проектом последовательность устройства защиты сухой следующая. Собираются металлоконструкции нижнего и верхнего баков, состоящие из трех корпусов каждый. Через проемы в верхних частях баков укладывается серпентинитовый бетон. После набора бетоном прочности верхний бак устанавливается на нижний бак и соединяется с ним на сварке. Затем осуществляется сушка (термообработка) бетона защиты. Для контроля качества бетонирования и сушки используется радиоизотопное устройство – нейтронный влагомер. По завершении

указанных работ защита устанавливается в шахту реактора основным строительномонтажным краном.

При определении состава серпентинитовой бетонной смеси, технологии приготовления, укладки и уплотнения, а также характеристик затвердевшего бетона используются рекомендации инструкции И.325-2019 «Приготовление и укладка серпентинитового и железосерпентинитового бетонов в конструкции биологической защиты», разработанной АО «НИКИЭТ» (ранее инструкция И.325-84). В соответствии с указаниями инструкции и специально разрабатываемого проекта устанавливается необходимость предварительной сушки конструкции и ее режим. Общая продолжительность работ по устройству защиты непосредственно на площадке строительства около 5 мес. Стоимость работ, связанных с сушкой и профилированием, составляет 70-100 млн. руб. на энергоблок.

Авторами на основе проведенных исследований отмечены недостатки и проблемные места применяемой технологии устройства защиты сухой, намечены пути их разрешения.

Рекомендуемая инструкцией и проектом бетонная смесь должна иметь плотность 2320 кг/м<sup>3</sup>. Прочность бетона в 28-суточном возрасте должна быть не менее 10 МПа, подвижность смеси – не более 2 см (жесткость не более 45 с). Возникает вопрос: для чего так строго фиксируется плотность? К защитным характеристикам, к содержанию легких ядер это не имеет никакого отношения. Смесь подвижностью 2 см очень жесткая, ее практически невозможно плотно уложить в металлоконструкцию защиты. Ее многосекционность, наличие горизонтальных и вертикальных ребер, относительно небольшие проемы для подачи и уплотнения смеси создают предпосылки для образования внутренних пустот. Следует заметить, что указания об использовании жестких смесей перенесены из инструкции 1984 года (И.325-84), которая была составлена скорее для предшествующей защиты сухой, реализованной в проекте реакторной установки В-320 (блок №5 Нововоронежской АЭС, блоки Запорожской, Балаковской и целого ряда других АЭС). Эта защита отличалась простой конфигурацией. Бетон укладывался в корытообразные металлические кожухи высотой 725 мм, при размерах в плане 3100 (высота в рабочем положении) x 2650 мм. После бетонирования каждый кожух сверху зашивался металлическим листом, превращаясь в элемент защиты. Всего в составе защиты сухой было 10 геометрически идентичных элементов [8]. Последние реализации – на энергоблоках 3 и 4 Ростовской АЭС.

Усложнение металлоконструкции защиты связывают с началом строительства АЭС в сейсмических районах с максимальным расчетным землетрясением 8 баллов по шкале MSK-64 [9]. На наш взгляд, это усложнение, особенно в части устройства горизонтальных перегородок и минимизации размеров проемов для подачи и укладки бетона, представляется чрезмерным. Наличие секций, выполнение из 10-миллиметрового стального листа при толщине всего 575 мм делают металлоконструкцию защиты, даже при отсутствии бетона, достаточно жесткой. Имеется также альтернативное решение: горизонтальные перегородки можно заменить анкерами из арматурной стали (например, Ø10-12 мм, длиной 100-150 мм с шагом 200-250 мм), которые привариваются к металлическим листам-обечайкам. После бетонирования образуется очень жесткая конструкция. Решение с анкерами существенно снижает опасность образования внутренних пустот, позволяет снизить требования к подвижности смеси.

Представляется излишним и требование к классу бетона – не менее 10 МПа (в реализованных конструкциях, как правило, более 15 МПа). Серпентинитовый бетон в защите не является конструкционным материалом, выполняя только функции накопителя тепловых нейтронов и радиационной защиты. С указанных позиций логично было бы задать только нижнюю границу содержания серпентинитового щебня и песка (гали), например 1600-1650 кг в м<sup>3</sup> бетона.

Для бетонных смесей, укладываемых в конструкции со сложной внутренней конфигурацией, а металлоконструкцию ЗС безусловно относится к таким, инструкцией рекомендовано вносить добавку С-3, поставляемую по ТУ 5745-365-05800142-2011 «Пластификатор С-3. Технические условия», которая повышает удобоукладываемость. Сегодня в строительстве используются гораздо более эффективные пластификаторы, позволяющие получать смеси с подвижностью до 20-25 см и больше, которые укладываются практически без виброуплотнения. Для защиты сухой это особенно важно, так как контроль качества бетонирования затруднен.

Инструкцией предписывается осуществлять предмонтажную сушку серпентинитового бетона с целью удаления не связанной цементным камнем воды. Однако при знакомстве с проектами производства работ разных АЭС возникает впечатление, что они разработаны для совершенно различных конструкции защиты. Рекомендации по поводу сушки весьма разноречивы:

- ступенчатый подъем температуры до 250 °С, иногда до 300-350 °С с выдержкой на ступенях при общей продолжительности около 14-15 суток;

- сушка «при любой температуре выше 100 °С до постоянной массы», встречается и «не ниже 105-110 °С», причем указанная температура должна быть достигнута в наименее нагреваемых участках. Однако замер температуры на практике далеко не всегда осуществлялся в наименее нагретых участках, особенно при использовании ТЭН.

Потерю массы в процессе сушки рекомендуется определять путем периодического взвешивания «заранее назначенной контрольной конструкции». При сушке больших блоков, к которым следует отнести защиту сухую, инструкция отсылает исполнителя (субподрядчика) к проекту защиты. На практике, основы проекта производства работ по термообработке разрабатывает сам привлеченный исполнитель, выбирая самостоятельно тепловые источники, точки контроля температуры и продолжительность процесса.

Практически во всех реализованных решениях продолжительность сушки определялась путем периодического взвешивания контрольных образцов, иногда в обойме из стального листа с отверстиями для выхода паров воды. Использовались чаще всего образцы-кубы с ребром 100 мм, 150 мм и даже 300 мм, прогреваемые вместе с защитой. При постоянстве веса в течение 12-18 часов делался вывод о завершении процесса сушки. Однако при таком подходе предположения об идентичности термодиффузионных процессов в объеме защиты и в образцах ошибочны. В проекте производства работ для НВАЭС-2, разработанном «ОЭК-Инжиниринг» в 2010 г, был запроектирован образец-свидетель размером 1000x600x1000 мм, имитирующий секцию нижнего бака защиты. Однако предусмотрен этот образец был лишь для изучения структуры высушенного бетона.

Малопонятно требование выдержки конструкций защиты после укладки бетона до сушки в течение 7 суток во влажных условиях. Более того, рекомендуется испытывать образцы на прочность при сжатии в возрасте 7, 14 и 28 суток. Еще раз подчеркнем, что бетон защиты не является конструкционным, и требование набора им проектной прочности не является необходимым. Более того, раннее начало сушки может способствовать образованию усадочных трещин и слишком быстрому выходу свободной воды.

Теперь о контроле качества бетонирования и сушки нейтронным влагомером, что предписывается проектировщиками защиты. Эта операция, требующая привлечения специализированной организации и использования радиоизотопного источника, на наш взгляд, является лишней. При возведении современных АЭС десятки и сотни тысяч кубометров бетона укладываются в конструкции с несъемной металлической, железобетонной или фибробетонной опалубкой. Качество бетонирования обеспечивается тщательным виброуплотнением. В сложных случаях используются

самоуплотняющиеся смеси. Для защиты сухой избежать образования внутренних пустот можно, помимо использования высокоподвижных смесей, путем организации сверления наружного листа и внутренних перегородок (для выхода воздуха) в проблемных зонах. Местонахождение таких зон хорошо известно. Одинаковая и одновременная по периметру защиты технология сушки гарантирует удаление свободной воды равномерно по всему объему, что исключает образование участков с повышенным содержанием остаточной воды и необходимость соответствующего контроля.

Более того, авторы ставят под сомнение необходимость самой операции по сушке защиты. Бетон защиты заключен в металлический бак с перфорацией по наружной и внутренней обечайкам для удаления водяного пара. Продолжительность периода от монтажа защиты в шахту реактора до физического пуска энергоблока не менее 2-3 лет. До эксплуатации на номинальной мощности проходит еще полгода-год. Температура серпентинитового бетона в режиме нормальной эксплуатации не превышает 50 °С и незначительно повышается только при относительно кратковременном нарушении отвода тепла. Как было отмечено выше, охлаждение осуществляется воздухом, который омывает защиту сухую в кольцевых зазорах. Потери свободной воды в бетоне происходят за счет процессов диффузии и термодиффузии, причем достаточно медленно. Для бетонов с использованием современных суперпластификаторов весовое содержание воды не более 200 кг/м<sup>3</sup>. К началу эксплуатационного периода не связанной воды в бетоне остается не более 70-90 кг/м<sup>3</sup>, которая равномерно распределена по объему [9]. Пары воды будут диффундировать через перфорацию в поток охлаждающего воздуха. Трудно предположить, что крайне медленное во времени снижение ее количества в бетоне защиты может как-то повлиять на систему управления реактором. Опасения образования взрывоопасной смеси в вентилируемом зазоре, вследствие радиолиза, беспочвенны. Концентрация водорода в воздухе ничтожно мала [10].

Соответствующие предложения были рассмотрены в марте 2023 года на заседании секции «Сооружение и вывод из эксплуатации ОИАЭ» при НТС № 1 Госкорпорации «Росатом». Секция рекомендовала проработать возможность конструктивных изменений и технологии укладки, а также разработки отраслевой инструкции по приготовлению и укладке серпентинитового бетона в конструкции защиты сухой.

### ***Заключение и выводы***

Необходимость защиты сухой из серпентинитового бетона, которая выполняет важные функции в системе управления и защиты реактора, особенно в период перегрузки топлива и работы на малой мощности, не вызывает сомнения. Технология устройства защиты достаточно сложная, трудоемкая, с относительно длительным периодом подготовительных работ. Основные проблемы связаны с этапом работ по сушке бетона защиты, а также с контролем качества нейтронным источником.

При проектировании защиты обычно ссылаются на инструкцию И.325-2019, которая во многом разноречива, особенно в части сушки, что позволяет привлекаемым субподрядным организациям предлагать и реализовывать собственные технологии, далеко не всегда обеспечивающие требуемый результат. Так, уже известно пять таких технологий.

Оценка продолжительности сушки защиты по данным взвешивания образцов-свидетелей относительно небольших размеров не выдерживает критики, так как термодиффузионные процессы в самой защите и в образцах совершенно различны. Контроль качества бетонирования и сушки с использованием нейтронного источника представляется излишним, так как требуемый результат достигается более простым способом.



Незначительная корректировка металлоконструкции защиты может исключить или минимизировать опасность образования внутренних пустот при бетонировании.

Относительно небольшие экспериментально-теоретические исследования должны позволить обоснованно отказаться от трудоемкого дорогостоящего этапа работ по защите, связанного с сушкой. В связи с этим необходима разработка индивидуального документа - стандарта, строго регламентирующего технологию устройства защиты сухой применительно к металлоконструкции, в которую укладывается серпентинитовый бетон.

### **Ссылки**

- [1] Жолдак Г.И., Вихорев Ю.В., Дубровский В.Б., Лукьянов М.А., Пергаменщик Б.К., Кирилук Н.А., Цофин В.И., Шебанова Л.Е. Авторское свидетельство № 553908 на изобретение. Шахта ядерного энергетического реактора / / Зарегистрировано 13.12.1976 г.
- [2] Жолдак Г.И., Иванов В.Н., Дубровский В.Б., Калашин Ю.П., Вихорев Ю.В., Кирилук Н.А., Шебанова Л.Е., Лукьянов М.А., Цофин В.И., Дорохин В.А., Григорьев В.А., Рухманов Л.Н.. Авторское свидетельство № 728429 на изобретение. Шахта корпуса ядерного реактора // Зарегистрировано 21.12.1979 г.
- [3] Дубровский В.Б., Ибрагимов Ш.Ш., Кулаковский М.Я., Пергаменщик Б.К., Влияние облучения нейтронами на бетоны и растворы // Доклад на II Всесоюзной конференции по защите реакторов, г. Обнинск, май 1966.
- [4] Дубровский В.Б., Ибрагимов Ш.Ш., Кулаковский М.Я., Ладыгин А.Я., Пергаменщик Б.К. Радиационная стойкость серпентинитового бетона // Атомная энергия. 1968. Том 25, вып. 6. С. 515.
- [5] Дубровский В.Б., Ибрагимов Ш.Ш., Пергаменщик Б.К. Радиационная стойкость некоторых защитных материалов // В сборнике «Вопросы физики защиты реакторов». 1969. № 3, М., Атомиздат. С. 37-41.
- [6] Серпентинит в защите ядерных реакторов. Под общей редакцией Егорова Ю.А. (авторы Аршинов И.А., Васильев Г.А, Егоров Ю.А. и др.) // М., Атомиздат, 1972. 240 с.
- [7] Кулаковский М.Я. Защита реакторов на быстрых нейтронах // В сборнике «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах». Т.2. М., 1967. С. 294.
- [8] Жолдак Г.И., Лавданский П.А., Мухин Е.Н., Пергаменщик Б.К., Пятибратов Е.А. . Возведение сухой защиты реактора ВВЭР-1000 // Строительные материалы, оборудование, технологии XXI века. 2005. 12 (83). С. 58-60.
- [9] Жолдак Г.И., Лавданский П.А., Мухин Е.Н., Пергаменщик Б.К. Совершенствование контроля качества сухой защиты АЭС // Строительные материалы, оборудование, технологии XXI века. 2004. 6(65). С. 54-56.
- [10] Дорф В.А., Пергаменщик Б.К. Совершенствование технологии устройства сухой защиты шахты реактора // Вестник МГСУ. Т. 16, вып. 4 (20). С.506-512.
- [11] Зарицкий С.М., Егоров А.Л., Кабакчи С.А, Дорф В.А., Пергаменщик Б.К.. Оценка скорости радиолиза воды в серпентинитовом бетоне защиты реактора ВВЭР-1200 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2021, вып. 3. С. 10-17.

## РАЗРАБОТКА СТАНДАРТОВ ОРГАНИЗАЦИИ ПО ВЕДЕНИЮ ВОДНО-ХИМИЧЕСКОГО РЕЖИМА ОСНОВНЫХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КОНТУРОВ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС ПРОЕКТА АЭС-2006

*к.т.н. В.Ф. Тяпков, Д.А. Крутских, В.В. Быкова, А.Л. Богданов*

В 2021-2022 г.г. АО «ВНИИАЭС» выполнены работы по разработке стандартов организации по ведению водно-химического режима основных технологических контуров энергоблоков АЭС проекта АЭС-2006.

Подготовлено обоснование нормируемых и диагностических показателей ВХР первого контура.

Водно-химический режим первого контура должен обеспечивать:

- подавление образования окислительных продуктов радиолитического распада теплоносителя первого контура при работе энергоблока в эксплуатационном состоянии «работа на энергетическом уровне мощности»;
- коррозионную стойкость конструкционных материалов оборудования и трубопроводов в течение всего срока эксплуатации энергоблока;
- минимальное количество отложений на поверхностях теплообменников и элементов активной зоны реактора и теплообменной поверхности парогенераторов;
- минимизацию накопления активированных продуктов коррозии;
- условия для минимизации количества радиоактивных технологических отходов.

В применяемом на ВВЭР ВХР первого контура подавление образования окислительных продуктов радиолитического распада обеспечивается за счет поддержания в теплоносителе заданной концентрации растворенного водорода. Водород образуется и накапливается в ходе дозирования аммиака, радиолитически разлагающегося в условиях реактора.

Обеспечение коррозионной стойкости оболочек ТВЭЛ и конструкционных материалов оборудования обеспечивается за счет минимизации поступления в контур с водой подпитки и корректирующими реагентами коррозионно-агрессивных примесей, а также за счет дозирования гидроксида калия с целью компенсации кислотных свойств борной кислоты.

Снижение интенсивности процессов массопереноса и роста отложений на теплопередающих поверхностях, а также накопления активированных продуктов коррозии на поверхности обслуживаемого оборудования обеспечивается за счет поддержания суммарной молярной концентрации ионов щелочных металлов (калия, лития и натрия) в соответствии с оптимальной координирующей зависимостью ее от текущей концентрации борной кислоты.

По результатам выполненных работ подготовлен нормативный документ СТО 1.1.1.03.004.1940-2022 «Водно-химический режим первого контура энергоблоков атомных электростанций проекта АЭС-2006. Нормы качества теплоносителя и средства их обеспечения».

Настоящий Стандарт устанавливает:

- ограничения по эксплуатации энергоблока при отклонении нормируемых показателей качества теплоносителя от диапазонов допустимых значений;
- общие требования к организации химического контроля, требования к применяемым реагентам и ионообменным смолам;
- требования к методам поддержания водно-химического режима, к объему и периодичности химического контроля водно-химического режима первого контура.

Подготовлено обоснование нормируемых и диагностических показателей ВХР второго контура и систем его поддержания энергоблоков АЭС проекта АЭС-2006.

Снижение поступления продуктов коррозии и коррозионно-агрессивных примесей в парогенератор является актуальной проблемой эксплуатации АЭС с реакторами типа ВВЭР.

Основные требования к ВХР второго контура сводятся к обеспечению:

- минимального количества отложений на теплопередающих поверхностях ПГ, в проточной части турбин и в оборудовании КПП;
- предотвращения коррозионных и коррозионно-эрозионных повреждений конструкционных материалов ПГ, оборудования и трубопроводов второго контура;
- минимального объема сбросов в окружающую среду с концентрацией содержащихся в них примесей, не превышающей предельно-допустимой концентрации для водоемов.

На основании имеющихся данных по ведению водно-химического режима второго контура с дозированием аммиака, этаноламина, а также совместно аммиака и этаноламина на АЭС с РWR и ВВЭР-1000 для второго контура энергоблоков проекта АЭС - 2006 выбран аммиачно-этаноламиновый ВХР с поддержанием рН в питательной воде ПГ порядка 9,5, концентрациями этаноламина и аммиака  $\sim 500$  мкг/дм<sup>3</sup> и 1500 мкг/дм<sup>3</sup>, соответственно.

Проведены расчеты концентрации железа в питательной воде ПГ, а также в “солевом” и “чистом” отсеках ПГ при поддержании рН в питательной воде ПГ значений 9,5 и 9,7. Выполнено расчетно-аналитическое обоснование нормативных значений показателей качества питательной и продувочной воды ПГ и требования к системам поддержания ВХР второго контура при работе энергоблоков АЭС проекта АЭС-2006.

По результатам выполненных работ подготовлен нормативный документ СТО 1.1.1.03.004.1912-2022 «Водно-химический режим второго контура энергоблоков атомных станций проекта АЭС-2006. Нормы качества рабочей среды и средства их обеспечения».

Настоящий Стандарт устанавливает:

- требования к качеству рабочей среды и вспомогательных систем второго контура при работе энергоблока на мощности, способы коррекционной обработки рабочей среды второго контура;
- ограничения по эксплуатации энергоблока при отклонении нормируемых показателей качества питательной и продувочной воды от диапазонов допустимых значений;
- общие требования к средствам обеспечения и методам поддержания водно-химического режима, к консервации и химической промывке парогенератора, выводу солей из парогенератора при расхолаживании энергоблока, к организации химического контроля, а также требования к применяемым реагентам, ионообменным смолам и порошкам.

## РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРАВИЛ СТРОИТЕЛЬСТВА АЭС

*к.т.н. О.В. Колтун, д.т.н. А.С. Павлов, Р.Р. Темишев, А.В. Баукин, Д.И. Захаров*

В 2021-2022 гг. Департамент экспертизы и оптимизации проектных решений (6020) участвовал в создании Организационно-технологических правил строительства атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1200 (ОТПС), разрабатываемых по заказу АСКАО. Предыдущая редакция правил (ОТП-86) была опубликована более 35 лет назад и значительно устарела.

ОТПС подготовлены с учетом опыта строительства энергоблоков с реакторами ВВЭР-1200 на Нововоронежской и Ленинградской АЭС, которые различаются между собой по ряду компоновочных и технологических решений. В разработке принял также участие ряд профильных проектных, строительных и исследовательских организаций. Положения ОТПС предназначены для применения в проектных и строительных организациях атомной отрасли.

Сотрудниками департамента были обобщены и проанализированы сведения о продолжительности, численности рабочих и затратах труда на отечественных и зарубежных стройках атомных станций, предложена методика прогнозирования сроков окончания строительства с учетом особенностей площадок и методов возведения. Установлены факторы, влияющие на сроки строительства, даны рекомендации по ускорению ввода энергоблоков в эксплуатацию.

В ходе работы были составлены графики отраслевой потребности в строительном-монтажных кадрах, включая инженерно-технических работников. Было показано, что для запланированного ввода мощности на отечественных и зарубежных стройках необходимо иметь в 2024-2030 гг. свыше 20 тысяч квалифицированных рабочих, в том числе 10-12 тысяч тепломонтажников и 6-7 тысяч электромонтажников. Для снижения затрат необходимо планировать равномерный ввод и ритмичное выполнение работ по годам планового периода.

Департаментом были разработаны предложения по формированию временной инфраструктуры и организации работ подготовительного периода на основе отечественного и зарубежного опыта. Предложены расчетные методики определения потребности в зданиях и сооружениях арматурно-опалубочного и бетоно-растворного хозяйства, в укрупнительно-сборочных площадках с оценкой затрат на их возведение.

В ходе работ был проведен анализ использования грузоподъемных средств (монтажных кранов) при строительстве реакторных и турбинных зданий АЭС. Была выполнена оценка эффективности их применения и даны рекомендации по использованию монтажных кранов при монтаже строительных конструкций и технологического оборудования АЭС. С учетом необходимости импортозамещения были даны рекомендации по использованию российских башенных кранов ТДК-40.1100 в сочетании с одним основным краном грузоподъемностью до 250 т на вылете 40-45 м.

Важной составляющей разработки явился анализ технологических методов возведения и монтажа наиболее важных конструкций с технико-экономической точки зрения. При этом были выделены перспективные технологии и технологии, находящие лишь ограниченное применение.

В частности, к перспективным технологиям отнесены внедрение отечественных программных средств объемного проектирования, цифрового контроля качества сварных соединений, использование автоматической и роботизированной сварки, применение устройств раскрепления и виброизоляции трубопроводов и оборудования, протяжки и оконцевания кабелей, другие рассмотренные технологии.

В то же время использование совмещенного по времени монтажа оборудования и конструкций в условиях открытого реакторного здания («open top») не нашло подтверждения в плане технической целесообразности и экономического результата.

Был проведен также анализ применимости модульной технологии монтажа технологического оборудования АЭС совместно со строительными конструкциями. Для этого создана методика автоматизированного расчета затрат на монтаж с учетом размеров и степени агрегирования монтажных блоков. В результате расчетов было показано, что такой метод сопряжен со значительными техническими трудностями и может найти лишь весьма ограниченное применение. Однако укрупнение и монтаж строительных армопалубочных конструкций может найти применение при условии совместной работы проектировщиков и технологов, начиная с самой ранней стадии разработки проекта. С этой целью департаментом разработана методика прогнозирования трудозатрат при укрупнении и монтаже строительных конструкций.

## РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ ДЛЯ ОЦЕНКИ ЗАТРАТ РЕСУРСОВ ПРИ СТРОИТЕЛЬСТВЕ АЭС

*к.т.н. О.В. Колтун, д.т.н. А.С. Павлов, А.В. Алексеева, Т.А. Бессонова*

В 2022 году департаментом экспертизы и оптимизации проектных решений (6020) разработано программное средство прогнозирования затрат основных ресурсов при строительстве АЭС (ПРОЗА). Программа ориентирована в первую очередь на подрядные организации, которым во время договорной кампании нужно быстро оценить необходимый объем ресурсов.

При работе программы загружается заранее подготовленная база данных, созданная на основе элементарных сметных норм. Однако в существующих сметных нормах не содержатся значения массы применяемых материальных ресурсов, что не позволяет определить физические объемы ресурсов и грузооборот при строительстве. Эти значения занесены в отдельную таблицу, созданную для основных применяемых материальных ресурсов.

Кроме того, для указанных материальных ресурсов разработан перечень наиболее употребляемых транспортных схем, включающих затраты на перевозку продукции различными транспортными средствами. Расстояние и способ перевозки строительных грузов задается пользователем для конкретной стройки по группам грузов: железобетонные и металлические конструкции, нерудные материалы, технологические и инженерное оборудование, грунт и др. К средствам перевозки относятся общий и специализированный автомобильный транспорт, железнодорожные вагоны, полувагоны и платформы, речные и морские суда, а также их сочетания на различных этапах перевозки.

Таким образом, для конкретной стройки может быть оценен грузооборот стройки и затраты на транспортировку. Если схема перевозки не задана, могут быть использованы сметные цены, в которые включены стоимость перевозки и заготовительно-складские расходы, однако, как показали наши расчеты, такой способ менее точный и значительно занижает реальные расходы.

Расчет затрат создается в программе с учетом иерархии рассматриваемых объектов, учитывающей технологию разработки проектно-сметной документации. В указанную иерархию входят: проект — стройка — здание, сооружение — конструктив, система — фрагмент — позиция — элемент. Это соответствует семизвенной структуре сметной документации: сводка затрат — сводный расчет — объектный расчет — локальный расчет — раздел — позиция — ресурс. При создании «стройки» в составе «проекта» вводится тип стройки, регион строительства, дату привязки цен и валюту расчетов (для зарубежных строек), дальность и способ перевозки грузов.

Результаты расчетов в виде ресурсных ведомостей представляются на экране и могут быть отредактированы, а также могут быть выгружены в формате программы или в виде электронных таблиц для последующей обработки. Расчет, относящийся к отдельному зданию или его фрагменту, может быть выгружен в виде отдельного файла и передан в другой проект. Тем самым обеспечивается коллективная работа над проектом безотносительно уровня сети.

В ведомости материально-технических и трудовых ресурсов последние группируются и выдаются в отсортированном виде, с подсчетом объемов работ и перевозимых грузов.

Программное средство оценивает также стоимость строительно-монтажных работ, хотя это не является основным назначением (для этого имеются сметные программы). В отличие от сметных программ, ПРОЗА в сочетании с базой данных позволяет подсчитать затраты труда рабочих, машинистов строительной техники, водителей с учетом их разрядов, дополнительные затраты труда, содержащиеся в

накладных расходах, в средствах зимнего удорожания, оценить численность инженерно-технических работников.

На первую версию программы получено государственное свидетельство о внесении в реестр программ для ЭВМ [1]. В настоящее время разрабатывается вторая версия, позволяющая оперативно загружать текущие изменения базы данных, а также создавать индивидуальные базы данных по техническим, материальным и трудовым ресурсам, применяемым для конкретной стройки.

1. Алексеева А.В. и др. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2022685763 «Программа для прогнозирования ресурсного обеспечения и затрат труда для атомных станций («ПРОЗА»). Версия 1.0 от 27 декабря 2022.

## АО «ВНИИАЭС»: В СТАНДАРТИЗАЦИИ НА ШАГ ВПЕРЕДИ

*Д.т.н. Н.Н. Давиденко, Н.Н. Солдатов, А.И. Ефимьев*

Управление стандартизации исполняет отраслевую функцию по стандартизации и техническому регулированию в сфере атомной энергетики и является головной организацией по стандартизации (ГОС) по атомным электростанциям (АЭС) согласно приказу Госкорпорации «Росатом», а также согласно приказу АО «Концерн Росэнергоатом» привлечено к исполнению функции ГОС в области стандартизации по средствам индивидуальной защиты. СТАНДАРТИЗАЦИЯ - ПРИОРИТЕТНОЕ НАПРАВЛЕНИЕ Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций (АО «ВНИИАЭС») уже более 40 лет успешно развивается по многим направлениям в области атомной энергетики и принимает активное участие в реализации стратегических задач развития атомной отрасли. Миссия АО «ВНИИАЭС» - достижение лидерства в научно-технической поддержке и технологических работах на всех этапах жизненного цикла АЭС:

- разработка стратегии развития, оценка перспектив, новые технологии и проекты;
- научно-технический прогресс всех аспектов эксплуатации АЭС, включая модернизацию и продление ресурса;
- вывод из эксплуатации блоков АЭС, включая технологии переработки радиоактивных отходов, обращения с отработанным ядерным топливом, вопросы замкнутого ядерного топливного цикла;
- оказание услуг по тренажеростроению для АЭС российского дизайна.

К приоритетным направлениям работы АО «ВНИИАЭС» относится деятельность по стандартизации и техническому регулированию. В качестве ГОС по АЭС Институт осуществляет координацию работ по стандартизации в области мирного использования атомной энергии в Концерне и организациях, входящих в его контур.

Деятельность управления стандартизации направлена на реализацию следующих важнейших задач:

- разработка и обновление документов по стандартизации, устанавливающих требования к объектам стандартизации;
- осуществление экспертизы проектов документов по стандартизации;
- предоставление предложений по разработке, изменению (актуализации), отмене документов по стандартизации;
- предоставление предложений о включении документов по стандартизации в Сводный перечень обязательных документов по стандартизации в области использования атомной энергии Госкорпорации «Росатом» либо об их исключении;
- участие в работе технических комитетов по стандартизации;
- осуществление научно-методической поддержки деятельности по стандартизации в отношении групп однородной продукции (работ, услуг).

Управление стандартизации осуществляет координацию деятельности АО «Концерн Росэнергоатом» и методологическую поддержку в области стандартизации в Электроэнергетическом дивизионе. Основными функциями ГОС является планирование работ по стандартизации путем проведения анализа и обобщения информации о перспективах ее развития в отношении групп однородной продукции, изучение опыта других отраслей промышленности в данной области, мониторинг и координация выпуска стандартов различных уровней.

Управление взаимодействует с организациями методической поддержки (ведущими предприятиями атомной отрасли), в т.ч. по формированию обоснованных консолидированных экспертных заключений по вопросам стандартизации в отношении групп однородной продукции (работ, услуг), закрепленных за ГОС.





Лауреаты конкурса «Стандартизатор года — 2021», авторский коллектив АО «ВНИИАЭС» (слева направо): Н.Н. СОЛДАТОВ, А.И. ЕФИМЬЕВ, Н.Н. ДАВИДЕНКО

### **РАЗРАБОТКА СТАНДАРТОВ**

В настоящее время АО «ВНИИАЭС» совместно с АО «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н.А. Доллежаля» (АО «НИКИЭТ»), НИЦ «Курчатовский институт», ЦНИИ КМ «Прометей» и АО «Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов им. академика А.А. Бочвара» выполняет разработку 22 национальных стандартов в области расчетов прочности элементов объектов использования атомной энергии, не подпадающих под действие НП-089-15.

В сотрудничестве с организациями методической поддержки осуществляется рассмотрение проектов изменений федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, а также редакций проектов стандартов, разрабатываемых в поддержку федеральных норм и правил в данной сфере.

Специалисты управления стандартизации ведут активную работу в техническом комитете ТК 322 «Атомная техника», возглавляют подкомитет ПК 3 «Реакторные технологии» (Н.Н. Солдатов - председатель подкомитета, А.И. Ефимьев – ответственный секретарь). Основными участниками ПК 3 являются организации отрасли: АО «Концерн Росэнергоатом», АО НПО «Центральный научно-исследовательский институт технологии машиностроения», АО «Научно-исследовательский и конструкторский институт монтажной технологии - Атомстрой», АО «НИКИЭТ», АО «Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций», АО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова», АО ОКБ «Гидропресс». За 2020 и 2021 гг. проведено 10 заседаний ПК 3. Совместно с организациями методической поддержки участниками подкомитета рассмотрено 86 проектов национальных стандартов:

- комплекс стандартов системы оценки соответствия в области использования атомной энергии;

- комплекс стандартов на обоснование прочности оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок;
- комплекс стандартов по учету фактически выработанного ресурса и оценка остаточного ресурса и др.

### **АКТУАЛИЗАЦИЯ СТАНДАРТОВ**

В рамках задачи, поставленной Минпромторгом России и Росстандартом по обновлению фонда стандартов «регуляторной гильотины», инвентаризации стандартов, принятых до 1992 г., управлением стандартизации разработана «дорожная карта» по актуализации применяемых в Электроэнергетическом дивизионе межгосударственных, национальных, отраслевых стандартов и стандартов Госкорпорации «Росатом», включенных в Указатель технических документов, регламентирующих обеспечение безопасности на всех этапах жизненного цикла атомных станций АО «Концерн Росэнергоатом». Документ утвержден Первым заместителем генерального директора по операционному управлению Госкорпорации «Росатом» А.М. Локшиным.

В процессе реализации «дорожной карты» за 2020 и 2021 гг. проведен анализ на актуальность 301 документа по стандартизации, принятого до 1992 г., и 42 документов, принятых с 1992 по 2000 гг. По его результатам предложено 106 документов отменить в связи с вводом в действие новых национальных стандартов или стандартов организации, 209 — переработать или внести изменения, остальные стандарты оставить без изменений.

В 2022 г. планируется провести анализ документов по стандартизации, применяемых в АО «Концерн Росэнергоатом», которые были приняты с 2001 по 2010 гг. Кроме того, запланировано рассмотреть редакции проектов стандартов в области управления старением конструкций элементов АЭС, стандартов на кабельную продукцию для объектов использования атомной энергии и стандартов на средства индивидуальной защиты.

\*\*\*

АО «ВНИИАЭС» как ГОС по АЭС осуществляет тесное взаимодействие с Департаментом технического регулирования Госкорпорации «Росатом» в лице Д.В. Павлова, С.П. Старкова, Департаментом планирования производства, модернизации и продления срока эксплуатации АО «Концерн Росэнергоатом» в лице Ю.М. Максимова, В.В. Костюченко, А.С. Куликова, техническим комитетом по стандартизации ТК 322 «Атомная техника» в лице А.Е. Обушева, С.В. Филимонова, а также со многими другими организациями и специалистами. Мы являемся большой командой, осуществляющей деятельность по стандартизации в атомной отрасли, и стараемся быть на шаг впереди!

Стандартизация уверенно вошла в область знаний, науки и техники и позитивно влияет на развитие атомной промышленности.

# СТРАТЕГИИ ТЕХНИЧЕСКОГО ОБСЛУЖИВАНИЯ И РЕМОНТА СИСТЕМ И ОБОРУДОВАНИЯ ЭНЕРГОБЛОКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ СТАНДАРТ ОРГАНИЗАЦИИ СТО 1.1.1.01.002.1995-2022

*В.В. Гавриленко, к.т.н. В.Д. Гуринович, Д.Ю. Дроздов*

## **Введение**

В рамках договора услуг (Договор № 9/14882-Д от 28.12.2020) в 2022 году разработан и введен в действие отраслевой стандарт СТО 1.1.1.01.002.1995-2022 «Стратегии технического обслуживания и ремонта систем и оборудования атомных станций», который заменяет РД ЭО 1.1.2.01.0769-2014 «Организация ремонта оборудования атомных станций по техническому состоянию. Основные положения». В документе изложены основные положения по применению различных стратегий технического обслуживания и ремонта систем и оборудования энергоблоков АС (включая АСММ). Эти стратегии направлены на эффективное управление надежностью элементов с учетом их влияния на готовность, безопасность и эффективность эксплуатации атомных станций.

Стандарт базируется на положительном отечественном и отраслевом зарубежном опыте реализации процессов обслуживания с ориентацией на надежность объектов, а также на стандартах, методических, нормативных и технических документах по обслуживанию и эксплуатации элементов атомных станций России.

Основу подходов к выбору или назначению стратегий ТОиР всех систем и оборудования - активов, влияющих на безопасность эксплуатации АС, составляет методология управления обслуживанием, ориентированная на надежность (Reliability Centred Maintenance - RCM), поскольку является общепризнанным инструментом повышения эффективности обслуживания в различных областях техники. Представленная в стандарте методика гармонизирована с документами МАГАТЭ - [1], [2] и др., учитывает рекомендации и правила МАГАТЭ, нормы и правила, действующие в области использования атомной энергии.

Учтены также требования к методам оценки надежности и выбора стратегий ТОиР элементов электростанций, изложенные в методических материалах Минэнерго России [3] и [4].

Разработанный документ устанавливает основные правила выбора следующих стратегий технического обслуживания и ремонта систем и оборудования энергоблоков АС:

- регламентированное предупредительное обслуживание;
- обслуживание по техническому состоянию;
- риск-ориентированное обслуживание систем и оборудования;
- ремонт по факту отказа

Его содержание учитывает в общей сложности более ста предложений и замечаний атомных станций, полученных при разработке трех редакций документа до его утверждения Заместителем Генерального директора – директором по производству и эксплуатации АС АО «Концерн Росэнергоатом» А.А. Дементьевым. Внедренный документ включает четыре справочных и четыре обязательных приложений, в которых приводятся примеры и рекомендации применения стратегий к обслуживанию элементов атомных станций.

Ниже кратко изложено содержание документа с акцентом на наиболее важные аспекты.

## **Основные положения**

Стратегии технического обслуживания и ремонта в общем случае подразделяют на реактивные и проактивные [5].

Необходимость реактивных воздействий наступает после некоторого критического события (отказа или достижения предельных значений регламентируемых параметров).

Сущность проактивной стратегии заключается в выполнении необходимых воздействий, направленных на снижение скорости развития или устранение неисправностей, которые выявлены на основе сведений о фактическом техническом состоянии оборудования. Проактивное ТОиР направлено на поиск и устранение первопричин неисправности задолго до того, как понадобится ремонт. Постулируется, что изначально могут присутствовать все виды неисправностей запускаемого в эксплуатацию оборудования, которые связаны с различными факторами (проектные и непроектные нагрузки, изменения условий эксплуатации, влияние окружающей среды и др.). Их воздействие в различной мере вызывает ускоренное развитие одной или нескольких неисправностей, которые становятся доминирующими. Выбирая воздействия таким образом, чтобы уменьшить влияние определяющих факторов, можно снизить скорость развития неисправностей, поддерживая работоспособное состояние оборудования.

Проактивная стратегия обслуживания (рисунок 1) базируется на мониторинге технологических параметров, визуальном осмотре, контроле температуры, акустической и вибрационной диагностике, обследовании элементов с применением методов неразрушающего контроля (визуального, ультразвукового, магнитного, вихретокового, тепловизионного, радиографического, контроля проникающими веществами и т.п.).

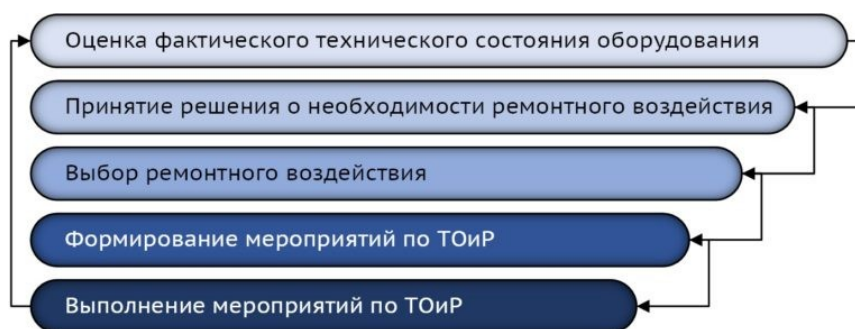


Рисунок 1 – Обслуживание оборудования в рамках проактивной стратегии ТОиР

Наряду с применением методов и средств технической диагностики оборудования, повышение эффективности ТО и ремонта обеспечивает внедрение методологии RCM для выбора наиболее эффективной стратегии обслуживания. К числу потенциальных выгод относятся:

- возможность повышения надежности системы за счет применения инициализированных операций по обслуживанию;
- возможность снижения общих затрат посредством более эффективного планирования;
- возможность внедрения в будущем с относительно малыми усилиями процесса анализа и ревизии политики управления отказами;
- менеджеры, руководящие системой ТОиР, получают инструмент управления, обеспечивающий должный контроль и эффективность управления;
- персонал лучше понимает стоящие перед ним цели, задачи и причины, по которым он обязан выполнять те или иные требуемые работы по обслуживанию.

Управление техническим состоянием оборудования отечественных атомных станций базируется на сочетании перечисленных выше стратегий обслуживания. При этом определение вида обслуживания основывается на оценке риска, связанного с отказами элемента, а также последствий, вызванных его отказом. Выбор (назначение)

стратегии осуществляется в соответствии с RCM методологией, представленной в документах МАГАТЭ [включая, например, 6, 7] и других международных организаций [8, 9 и др.]. Методология RCM, используется для разработки и совершенствования программ обслуживания за счет акцентирования его на поддержке критически важных функций части оборудования, необходимого для обеспечения безопасной и эффективной эксплуатации атомной станции [ГОСТ Р 27.606, 10-12 и др.]. Задачи обслуживания, формируемые на основе RCM-анализа (анализа критичности, видов и последствий отказов), обоснованы фактическими данными о надежности оборудования, в дополнение к спецификациям производителей или к сложившимся практикам проведения ТОиР.



Рисунок 2 – Концепция технического обслуживания и ремонта



Рисунок 3 – Эволюция видов организации обслуживания

Схематично стратегические взаимодействия при организации технического обслуживания и ремонта показаны на рисунке 2 [13], а эволюция видов организации обслуживания - на рисунке 3 [14]. Эволюция стратегий обслуживания отечественных и зарубежных атомных станций подробно рассмотрена в справочном приложении А СТО 1.1.1.01.002.1995.

Для энергоблоков, находящихся в эксплуатации, выбор стратегии обслуживания осуществляет атомная станция с учетом технического состояния оборудования и выработки его назначенного ресурса, наличия методик и средств диагностирования, финансовых и других ресурсов. Для вновь вводимых энергоблоков выбор стратегии обслуживания оборудования должен происходить на стадии проектирования и сооружения. Заказчик должен определить требования к диагностированию оборудования (пригодность к диагностированию, наличие встроенных и (или) возможность подключения к внешним средствам диагностирования и др.). Организации-разработчики (изготовители) в соответствии с требованиями Заказчика и результатами предыдущих разработок определяют перечень диагностических параметров, методы и средства, а также периодичность диагностирования. Поставляемое оборудование должно иметь диагностический паспорт. Необходимо, что бы всё оборудование на стадии подготовки к эксплуатации было заранее ранжировано по важности и риску, связанному с последствиями отказа. Должен быть составлен предварительный перечень оборудования, подготовленный для дальнейшего назначения (корректировки) стратегии обслуживания с применением RCM-анализа.

#### **Характеристики стратегий технического обслуживания и ремонта систем и оборудования энергоблоков атомных станций**

В СТО 1.1.1.01.002.1995 подробно рассмотрены следующие стратегии: регламентированное обслуживание; ТО и ремонт по техническому состоянию; обслуживание на основе оценки риска; ремонт оборудования по факту отказа.

Особенное значение придается формированию системы технического обслуживания и ремонта атомных станций, ориентированной на применение RCM.

#### ***Регламентированное предупредительное обслуживание***

Данный вид подразумевает плановое, т.е. заданное по времени или наработке обслуживание, проводимое согласно требованиям, изложенным в регламентирующей документации, не зависимо от технического состояния оборудования на момент начала работ. Он включает типовой набор работ (предремонтные испытания, снятие теплоизоляции (при необходимости), разборку, дефектацию, устранение дефектов (при наличии) и др.). Этот вид, по своей сути, является базовой стратегией обслуживания отечественной энергетики, может выполняться с установленной заранее периодичностью, исчисляемой в календарном времени или в значениях наработки (в часах, или циклах), применением принудительной замены или ремонта изделия в целом, или его составных частей. Выполняется согласно планам и графикам. Его применение обусловлено удобством планирования и подготовки ремонтных работ, стандартизацией работы, использованием типовых графиков ремонта энергоблока и ведомостей объема ремонтных работ и др. факторами. Он обеспечивает устойчивую и безопасную эксплуатацию объектов, обладая при этом рядом недостатков:

- избыточность объемов работ, выполняемых с разборкой оборудования, неоправданные издержки трудовых, временных и финансовых ресурсов;
- необоснованные дозовые нагрузки, повышение вероятности некачественного выполнения работ из-за ошибок ремонтного персонала при неоправданно частом проведении обслуживания.

В случае невозможности выполнения запланированного объема работ на оборудовании при всех форс-мажорных обстоятельствах, главному инженеру АС предоставляется право самостоятельно устанавливать вид, сроки и стратегию технического обслуживания и ремонта, включая корректирующее обслуживание (неплановый ремонт), оборудования.

#### ***ТО и ремонт по техническому состоянию***

Данный вид обслуживания элементов атомной станции предполагает анализ, оценку и прогноз изменения технического состоянию по результатам мониторинга контролируемых параметров, технического диагностирования, установления признаков нарушения эксплуатационных пределов, определенных проектом АС или параметров, установленных организациями - разработчиками (изготовителями) оборудования. Основными целями перехода на стратегию ремонта оборудования по техническому состоянию, при безусловном обеспечении требуемого уровня безопасности эксплуатации энергоблока, являются:

- обеспечение надежности и поддержание функциональной готовности оборудования в межремонтный период в течение срока службы, т.е. снижение вероятности возникновения внезапных отказов при работе блока на мощности;

- снижение затрат на техническое обслуживание и ремонт, связанных с необходимостью демонтажа и монтажа тепловой изоляции, дезактивации, сборки, разборки оборудования;

- повышение технического уровня эксплуатации и технико-экономических показателей атомных станций в части, связанной с техническим обслуживанием и ремонтом оборудования;

- совершенствование управления ресурсом элементов энергоблоков.

Обслуживание по техническому состоянию должно ориентироваться на рекомендации системы предиктивной аналитики (СПА), предназначенной для своевременного обнаружения скрытых дефектов и оценки возможности повышения уровня надежности эксплуатации основного (электротехнического и тепломеханического) оборудования. Функциональные возможности СПА базируются на применении методов аналитики и должны обеспечивать:

- автоматический поиск и локализацию скрытых дефектов, возникающих в оборудовании во время его эксплуатации, на основе анализа изменения технологических параметров, на которые проявление дефекта оказывает основное влияние, регистрируемых штатными системами контроля и диагностики;

- автоматическую оценку запаса по времени до выхода технологических параметров за пределы области значений, характеризующей нормальную эксплуатацию оборудования;

- автоматизированное (с привлечением экспертов) определение возможных причин возникновения скрытых дефектов в оборудовании.

При оценке технического состояния оборудования требуется также учитывать: требования конструкторской документации, норм и правил Ростехнадзора; результаты входного и эксплуатационного контроля состояния и диагностирования оборудования, включая контроль металла и других измерений. Должны быть также учтены результаты технического освидетельствования и испытаний оборудования в составе систем, технологические параметры и сведения о техническом состоянии аналогичного оборудования, эксплуатируемого на других энергоблоках, или АС.

Обслуживание по техническому состоянию реализуются по двум направлениям:

- на основании постоянного наблюдения, контроля с частичной или полной разборкой, мониторинга, диагностирования, испытаний, на проверках работоспособности элементов, анализе полученных данных, их оценки и прогнозирования (контроля параметров оборудования);

- на основании анализа информации, получаемой для однотипных изделий при их эксплуатации в одинаковых условиях и режимах. Предполагает использование информационной системы обмена данными о техническом состоянии оборудования в рамках развития информационной системы поддержки эксплуатации (ИС ПЭ).

Организация этого вида ТО и ремонта с использованием аттестованных средств и методик, и применением технического диагностирования (ТД), подробно представлено в приложении Г, направленно на решение следующих взаимосвязанных

задач: определение вида технического состояния, поиск места отказа или неисправностей и прогнозирование динамики изменения технического состояния оборудования. Глубина поиска места отказа и определения причин неисправностей или отказа должна устанавливаться на основании используемых диагностических моделей, средств ТД, методик анализа контролируемых параметров и сведений об оборудовании и его составных частях. Прогнозирование технического состояния должно осуществляться путем анализа закономерности изменения во времени контролируемых параметров, фиксируемых на протяжении всего периода эксплуатации оборудования.

Переход к стратегии ремонта по техническому состоянию должен осуществляться поэтапно для снижения вероятности появления отказов оборудования в межремонтный период. Типовой порядок перехода к данной стратегии предусматривает два основных этапа. На начальном этапе (два-три года) необходимо накапливать опыт проведения работ по диагностированию и формировать базы данных по исходным измеренным значениям контролируемых параметров для последующего их мониторинга. На этом этапе выполняется подконтрольная эксплуатация оборудования, на которое распространяется действие НП-104. В дальнейшем техническое диагностирование следует выполнять в регламентированном порядке с обеспечением обратной связи по его достоверности и точности. На следующем этапе по мере накопления представительных данных ТД осуществляется корректировка периодичности и категории ремонта и постепенный переход к стратегии ремонта по техническому состоянию. Основу перехода на стратегию составляют также данные о предельно допустимых значениях контролируемых параметров, рекомендации завода-изготовителя, а также результаты оценки технического состояния оборудования на основе опыта выборочной разборки и прогнозирования.

Для организации перехода на стратегию ремонта по техническому состоянию на каждой АС должен быть разработан соответствующий руководящий документ, учитывающий требования действующих нормативных документов, включающий:

- цели и задачи технического диагностирования;
- распределение обязанностей структурных подразделений АС с учетом действующей организационной структуры;
- порядок планирования и выполнения работ по диагностированию;
- порядок оформления, учета и хранения исполнительной документации по диагностированию;
- организационные мероприятия по безопасному проведению диагностирования.

При форс-мажорных обстоятельствах, атомным станциям предоставляется право самим решать вопрос об ускоренном переходе на обслуживание по техническому состоянию.

### ***Обслуживание на основе оценки риска***

Обслуживание на основе оценки риска (Risk Based Maintenance – RBM, или Risk Informed Maintenance – RIM, вариант RBM), является разновидностью стратегии RCM, как показано на рисунке 2. В результате оборудование, которое имеет более высокий риск и очень высокую вероятность отказа, будет подвергаться более частому техническому обслуживанию и проверке. Оборудование с низким уровнем риска может обслуживаться с гораздо меньшей частотой и, возможно, с гораздо меньшим объемом работ. При эффективном внедрении данной стратегии представляется возможным снизить общий риск отказа оборудования наиболее экономичным способом.

Обслуживание на основе оценки риска - это профилактическое обслуживание, при котором частота и объем работ по техническому обслуживанию постоянно оптимизируются на основе результатов испытаний или инспекций и тщательной оценки рисков. Основные положения и структура процедуры контроля (проверки) состояния и технического обслуживания оборудования на основе оценки риска (Risk



Based Inspection and Maintenance - RBIM) и процедуры управления сроком службы на основе оценки риска (Risk-Based Life Management - RBLM), предназначенные для промышленных предприятий, регламентированы ГОСТ Р 55234.3. Предполагается мониторинг риска функционального отказа и анализ тренда риска, заключающегося в прогнозировании развития имеющихся или ожидаемых в будущем повреждений и их последствий с применением методов, рекомендуемых ГОСТ Р 51891.14, ГОСТ Р 51901.15 и ГОСТ Р 51901.16.

Критическим этапом оценки риска является разработка сценария реализации каждого вида отказа (например, анализ дерева неисправностей, анализ первопричины, дерево событий и др.). После построения модели (дерева событий или дерева неисправностей) различных видов отказа, могут быть разработаны различные сценарии, которые отражают последовательность событий от их первопричины (активизации механизма возникновения опасности), до возможного последствия. Не допускается комбинировать оценки вероятности и последствий отказа, связанные с различными сценариями, даже, если они имеют отношение к одному и тому же оборудованию. Эффективность действий по снижению риска должна быть взаимоувязана с идентифицированными видами отказов. Планируемые показатели по снижению риска должны быть определены количественно.

Для повышения эффективности управления рисками необходимо провести предварительный анализ на основе использования объективной информации для принятия решений, включающий: идентификацию риска и определение подходов к решению связанных с ним проблем, удовлетворение регламентированных требований к риску. Результаты анализа могут использоваться специалистом, принимающим решение при оценке допустимости риска, а также при выборе мер по его снижению или устранению. Задача выбора технического воздействия ставится и решается исходя из текущего профиля рисков, ранжирования оборудования и воздействий на него по степени риска, определения приоритетов. Предлагается отказ от второстепенных задач, даже если их выполнение рекомендовано заводом-изготовителем.

Таким образом, основной задачей стратегии обслуживания, основанного на оценке рисков, является оптимизация ТО и ремонта оборудования за счёт выбора наиболее эффективных процессов, направленных на обеспечение безопасности и надёжности эксплуатации АС при условии минимизации сопутствующих затрат.

#### ***Ремонт оборудования по факту отказа***

Ремонт по факту отказа оборудования относится к категории реактивного обслуживания. Так может ремонтироваться оборудование, одновременно удовлетворяющее трем критериям:

- с точки зрения обеспечения безопасности - относящиеся к элементам нормальной эксплуатации классов 3 и 4 по НП-001, а для ПАТЭС - по НП-022;
- не влияющее на устойчивость эксплуатации по НП-004;
- не влияющее на энерговыработку.

Это элементы нормальной эксплуатации, имеющие резервирование или возможность быть отремонтированными или замененными при работе блока на мощности.

Подразделения-владельцы должны составить перечни оборудования классов 3 и 4 безопасности по форме, аналогичной представленной в приложении Б рассматриваемого стандарта. Перечни возможных отказов некоторых видов оборудования приведены в приложении Д, типовые критерии предельных состояний составных частей оборудования, на примере арматуры - в приложении Е. Типовая форма технического решения о продлении межремонтного периода или изменении категории ремонта представлена в приложении Ж, а пример определения активов для контрольной разборки показан в приложении И.

На основании сведений о ресурсных характеристиках оборудования и его надежности на атомной станции рекомендуется создать минимально необходимый запас оборудования, вошедшего в перечни ремонтируемого по факту отказа.

### **Система технического обслуживания и ремонта атомных станций, ориентированная на применение RCM**

#### ***Организационная структура управления эксплуатацией объектов атомной энергетики, ориентированная на надежность физических активов***

Целью управления надежностью является обеспечение заданного уровня безопасности и экономической эффективности АС.

Управление обслуживанием с применением методологии RCM предполагает нацеленность организационной структуры всех уровней управления эксплуатации АС на надежность физических активов и продление срока службы оборудования, что предполагает реализацию требований и принципов построения организационной структуры, ориентированной на надежность объектов обслуживания (Reliability Centric Organizations - RCO). Целью создания RCO АС является наибольшее использование свойств надежности, заложенных в оборудование для получения максимальной отдачи от физических активов с применением различных направлений оптимизации перечисленных выше стратегий. Организационная структура обслуживания, ориентированная на надежность должна быть построена на основе принципа «правильные задачи выполняются на правильно выбранном оборудовании» («right tasks are being performed on the right equipment» - IAEA-TECDOC-1383 МАГАТЭ) [10]. Только таким образом может быть реализован заложенный в техническую политику эксплуатирующей организации системный подход к определению того, какие задачи по обслуживанию должны выполняться, на каких системах, структурах или компонентах и с какой периодичностью.

Обеспечение надежности оборудования должно быть приоритетной задачей как руководителя организации и службы ТО и ремонта АС, так и руководства эксплуатирующей организации и подразделений. Это предполагает обязательный анализ всех основных аспектов, связанных с дополнением концепции организации, ориентированной на производство (продажи) к организации, ориентированной на производство и надежность – RCO, с концентрацией внимания руководителя на важных долгосрочных целях и способностью возглавить все необходимые действия по управлению надежностью оборудования. В RCO надежность активов должна постоянно поддерживаться совместно департаментами (отделами, группами) эксплуатации, обслуживания и надежности.

Должна быть сформулирована и реализована обоснованная с позиции надежности адекватная программа обслуживания, охватывающая все превентивные и корректирующие меры, как административные, так и технические, необходимые для выявления и смягчения последствий ухудшения функционирования структуры, системы или компонента, или восстановления проектных функций отказавшего оборудования.

Функционал по надежности должен быть реализован совместно с процессами эксплуатации и обслуживания для выполнения максимально быстрого ТО и ремонта, в то же время, концентрируя внимание на углубленном представлении о долгосрочной выгоде в части эффективности эксплуатации АС, с соблюдением всех правил безопасности.

Таким образом, функциональность надежности, являясь центральным звеном системы управления ресурсом оборудования, и по своей значимости должна быть на одном уровне управления с процессами эксплуатации и обслуживания, как показано на рисунке 4.



Рисунок 4 – Место процесса управления надежностью в системе управления ресурсом АС/ПАТЭС

Основные мероприятия по программе управления надежностью на этапе эксплуатации энергоблока АС/ПАТЭС представлены на рисунке 5.



Рисунок 5 – Состав основных мероприятий программы управления надежностью на этапе эксплуатации АС

Перечень основных функций по обеспечению надежности оборудования включает:

1) анализ информации, характеризующей надежность оборудования и выработка предложений/решений/мероприятий необходимых для оценки текущего уровня безопасности энергоблока АС, определения фактических значений показателей надежности оборудования, оценки остаточного ресурса и планирования всех видов обслуживания, включая назначение соответствующих стратегий;

2) постоянное совершенствование системы управления надежностью оборудования с применением современных методов и программно-технических средств.

Основные задачи управления надежностью:

- сбор, анализ и обобщение данных статистики о надежности оборудования и персонала;
- обмен опытом по надежности оборудования, согласно установленному в отрасли порядку;
- проведение расчетов оценки уровня надежности объектов (определение количественных значений показателей надежности оборудования);
- оценка эффективности проведенных мероприятий по повышению надежности оборудования и персонала;
- организация и разработка перспективных планов мероприятий по повышению надежности оборудования и персонала.

Решение перечисленных выше и других задач достигается в результате работы системы управления, где объект управления - надежность оборудования и персонала, управляющий орган - службы главного инженера АС, цеха, отделы, лаборатории, смены (далее по тексту под АС подразумеваются также и ПАТЭС).

### ***Принципы проведения RCM-анализа***

Рекомендуемая последовательность шагов в процессе RCM-анализа для выбора стратегии технического обслуживания и ремонта включает:

- определение границ системы;
- определение важных функций системы;
- выявление главных видов и последствий отказов;
- определение важности и вероятности видов этих отказов и затронутых критических компонентов;
- определение соответствующих задач ТОиР, которые могут предотвратить отказы или снизить их вероятность на основе реальных или вероятных механизмов отказа оборудования;
- определение, там, где возможно, соответствующего и эффективного мониторинга условий для выявления таких механизмов отказов.

Процессы выполнения RCM-анализа опираются на следующие этапы, часть из которых может осуществляться одновременно:

- подготовка анализа;
- сбор и анализ данных;
- выбор системы;
- анализ функциональных отказов систем;
- анализ видов последствий и критичности отказов (FMESA или FMEA);
- формирование матрицы оценки риска;
- выбор критических элементов;
- выбор мероприятий по техническому обслуживанию;
- определение периодичности техобслуживания;
- анализ результатов сравнения профилактического обслуживания;
- реализация;
- сбор и обновление данных в процессе эксплуатации.

### ***Этапы проведения RCM-анализа.***

Этап планирования RCM-анализа заключается в определении потребностей и масштабов исследований, нацеленных на решение следующих задач: установление оптимального состава работ по обслуживанию актива; выявление возможных конструктивных доработок изделия; выявление ненужных, неэффективных работ по обслуживанию; выявление возможных резервов для повышения надежности объекта.

Расширенный анализ всех доступных данных в рамках существующей в организации системы управления обслуживанием должен выявлять оборудование, для которого действующая система управления отказами оказалась неэффективной. Для выявления потенциально возможных отказов собирают следующие данные:

- изменения условий эксплуатации;

- недостаточные уровни готовности и/или безотказности;
- инциденты, связанные с нарушениями безопасности;
- высокие трудозатраты на обслуживание;
- невыполненные работы по обслуживанию;
- излишние затраты на обслуживание;
- новые методы обслуживания.

На рисунке 6 представлен обзор процесса RCM (ГОСТ Р 27.606).



Рисунок 6 – Содержание процесса RCM

На рисунке 7, приведены составляющие методологии RCM для этапа выбора задач и определения оптимального состава работ с применением наиболее эффективных стратегий обслуживания по результатам анализа надежности и рисков отказов оборудования [10].

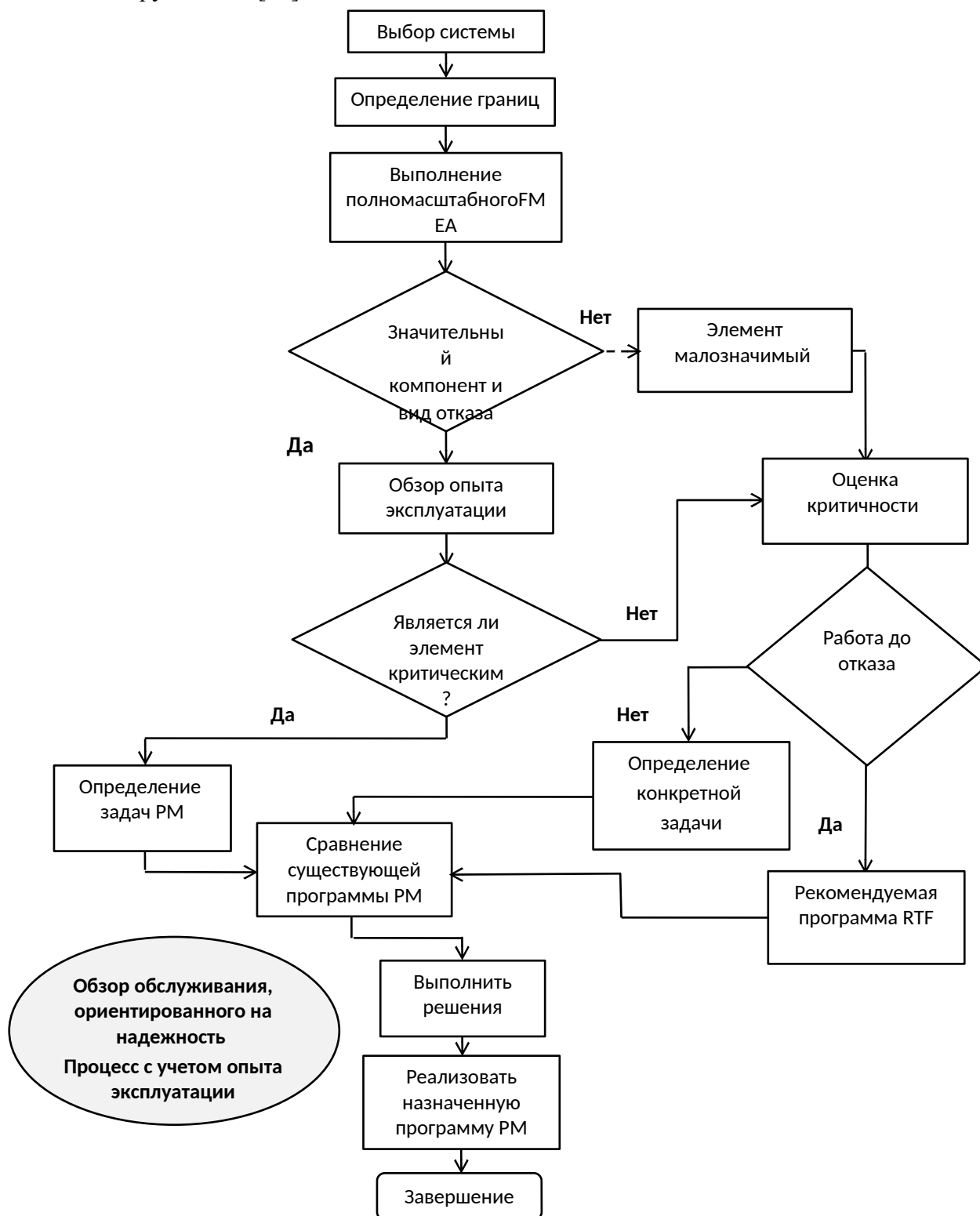


Рисунок 7 – Логическая схема RCM-процесса

Проведение RCM-анализа предполагает: ранжирование оборудования и отказов критичного оборудования; выбор эффективной работы по предупреждению каждого

отказа; формирование программы работ как совокупности работ по предупреждению каждого отказа.

### ***Методика выполнения RCM-анализа***

В процессе RCM могут использоваться ВАБ и АГ в качестве источника информации для определения функций систем и функциональных отказов, видов и вероятности отказов элементов, модели надежности системы.

Идентификация функциональных отказов требуется для каждой функции системы, включенной в RCM-анализ. Функциональные отказы описывают собой системы и то, как это будет влиять на исследуемую функцию. Режимы отказа элемента определяют информацию о том, как отказ элемента приводит к функциональному отказу системы (или АС). Описание режимов отказа элементов должно быть непосредственно связано с функционированием системы и тем, как элемент поддерживает эту функцию.

Вероятности отказа элемента принимаются аналогичными вероятностям, используемым в моделях ВАБ и/или АГ. Для отдельных отказов, вероятности отказа элемента, необходимо пересмотреть с точки зрения процесса RCM. Модели ВАБ и АГ могут использовать другие границы элемента, чем в RCM-анализе. Базовые события для элементов, представляющих интерес, должны быть рассмотрены как часть элементов с соответствующими вероятностями отказа.

#### Подготовка исходных данных

Существующие базы данных по надежности и инженерным характеристикам систем и оборудования являются главным источником, на который должно опираться выполнение RCM-анализа. В основе баз данных лежат материалы, полученные в результате проверок систем АС, мониторинга состояния и технического обслуживания оборудования, анализа нарушений и их последствий. Базы данных можно дополнять информацией, полученной в ходе опроса опытных специалистов по эксплуатации и обслуживанию.

#### Выбор систем

Вариант метода отбора систем для применения подхода RCM-анализа, основан на классификации систем согласно значению безопасности. Для оценки общей значимости рисков компонентов/систем проводится комплексная количественная оценка с использованием имеющихся показателей значимости. Эта комплексная оценка учитывает относительную важность каждого вкладчика риска (внутренние события, пожары, сейсмические события) для общей частоты повреждений. Интегрированная оценка определяет потенциально опасные элементы/системы.

#### Границы систем

Следующим этапом анализа, является определение границ систем, которые могут быть приняты в соответствии с KKS-кодированием систем АС. Для учета всех влияющих факторов, возможно, потребуется пересмотреть границы таким образом, чтобы все обслуживаемые объекты (необходимые здания, сооружения и оборудование) были включены в выбранную систему.

В границы системы могут быть включены элементы функционально связанные с системой, но не являющиеся ее частью. При выполнении анализа необходимо использовать все актуальные источники данных и где возможно, проверять полноту и точность данных по атомной станции. Границы систем часто определяются как:

- механическая (включает всё статическое и вращающееся оборудование);
- электрическая (должна включать оборудование АС не только такие, как двигатели и трансформаторы, но также источники энергии, контроллеры, выключатели и связанное с ними оборудование);
- контрольно-измерительные приборы (дополнительно к элементам в пределах системы должны быть включены элементы вне системы, которые могут воздействовать

на её функциональность). Например, электрическое управление или управление подачей воздуха.

В процессе проведения анализа, требуется определить какие, именно, элементы следует включить, а какие

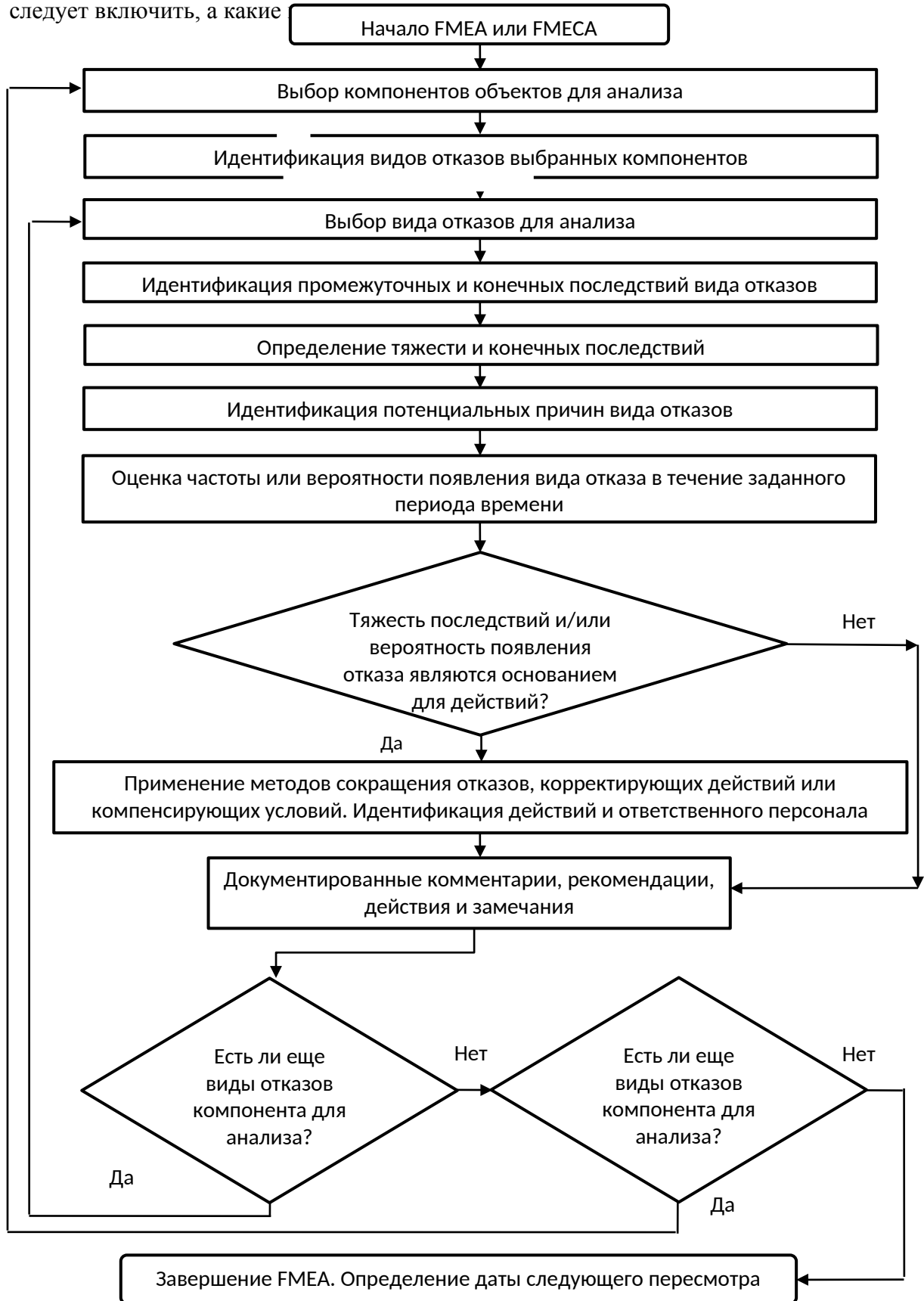




Рисунок 8 – Блок-схема анализа видов, последствий и критичности отказов

Анализ критичности систем

При проведении анализа критичности систем следует выбрать системы для рассмотрения и подготовить необходимые для анализа данные. Должны быть также установлены правила или критерии, которые будут использоваться в процессе отбора и анализа (например, критичные и некритичные критерии оценки).

При RCM-анализе необходимо делать акцент на функциональные отказы систем и элементов. Для этого применяется процесс определения их функций, типов отказа, последствий отказа и их значения. В наиболее полной форме этот процесс может быть описан как метод анализа видов, последствий и критичности отказов (FMECA) или в упрощенной форме - метод анализа видов и последствий отказов (FMEA) как показано на рисунке 8.

Должны быть выявлены все возможные функциональные отказы, связанные с неисполнением назначенных функций изделия. Необходимо ранжировать оборудование в порядке убывания индекса критичности отказов, а потом определить объекты, вошедшие в верхнюю часть списка. В качестве индекса критичности можно использовать значение ранга приоритетности риска (Risk Priority Rank - RPN), рассчитываемого по формуле:

$$RPN = S \times O \times D,$$

где:

S - тяжесть последствий отказа данной единицы оборудования;

O - вероятность отказа этого оборудования в течение определенного периода времени;

D - вероятность того, что отказ не будет обнаружен до проявления его последствий.

Значение приоритетности риска можно использовать для установления приоритетами при сокращении видов отказов. Кроме значения приоритетности риска, для принятия решения о сокращении разных отказов учитывают значение тяжести последствий. Эти значения могут быть оценены в числовом виде с применением непрерывной или дискретной шкалы.

Виды отказов ранжируют в соответствии с их приоритетностью. Высокий приоритет назначают для наибольших значений RPN.

Вероятность появления  
отказа (Pi)

5 (A)				Высокий риск
4 (B)		Вид отказа 1		
3 (C)				
2 (D)			Вид отказа 2	
1 (E)	Низкий риск			
	I	II	III	IV
		Тяжесть последствий		

Рисунок 9 – Матрица критичности

В соответствии с FMEA каждое идентифицированное последствие отказа относят к соответствующему классу тяжести. Частоту появления событий вычисляют

на основе данных об отказах или оценивают для исследуемой составной части. Частота появления событий, умноженная на заданную наработку, даст значение критичности, которое затем применяют к шкале непосредственно, или, если шкала представляет собой вероятность появления события, определяют эту вероятность появления в соответствии со шкалой. Класс тяжести последствий и класс критичности (или вероятность появления событий) для каждого последствия вместе составляют величину последствия. Можно выделить два основных метода оценки критичности: матрицу критичности (рисунок 9) и концепцию приоритетности риска RPN.

Критичность должна быть определена аналитиками и принята руководителем программы или проекта. Определения могут существенно отличаться для различных задач. В матрице тяжесть последствий увеличивается с увеличением ее значения. В этом случае IV соответствует наивысшей тяжести последствия (гибель человека или потеря функции системы, травмы людей).

Если самая высокая вероятность появления не превышает значения 0,2, то вероятность появления вида отказа и значение критичности приблизительно равны друг другу. Часто при составлении матрицы критичности применяют следующую шкалу, где  $P_i$  - вероятность отказа:

- значение критичности 1 или E. Практически невероятный отказ, вероятность его появления изменяется в интервале  $0 \leq P_i < 0,001$ ;
- значение критичности 2 или D. Редкий отказ, вероятность его появления изменяется в интервале  $0,001 \leq P_i < 0,01$ ;
- значение критичности 3 или C. Возможный отказ, вероятность его появления изменяется в интервале  $0,001 \leq P_i < 0,1$ ;
- значение критичности 4 или B. Вероятный отказ, вероятность его появления изменяется в интервале  $0,1 \leq P_i < 0,2$ ;
- значение критичности 5 или A. Частый отказ. Вероятность его появления изменяется в интервале  $0,2 \leq P_i < 1$ .

Таблица 1 – Матрица риска/критичности

Частота появления отказа	Уровни тяжести последствий			
	1 Ничтожный	2 Минимальный	3 Критический	4 Катастрофический
1 Практически невероятный отказ	Незначительные последствия	Незначительные последствия	Терпимые последствия	Терпимые последствия
2 Редкий отказ	Незначительные последствия	Терпимые последствия	Нежелательные последствия	Нежелательные последствия
3 Возможный отказ	Терпимые последствия	Нежелательные последствия	Нежелательные последствия	Неприемлемые последствия
4 Вероятный отказ	Терпимые последствия	Нежелательные последствия	Неприемлемые последствия	Неприемлемые последствия
5 Частый отказ	Нежелательные последствия	Неприемлемые последствия	Неприемлемые последствия	Неприемлемые последствия

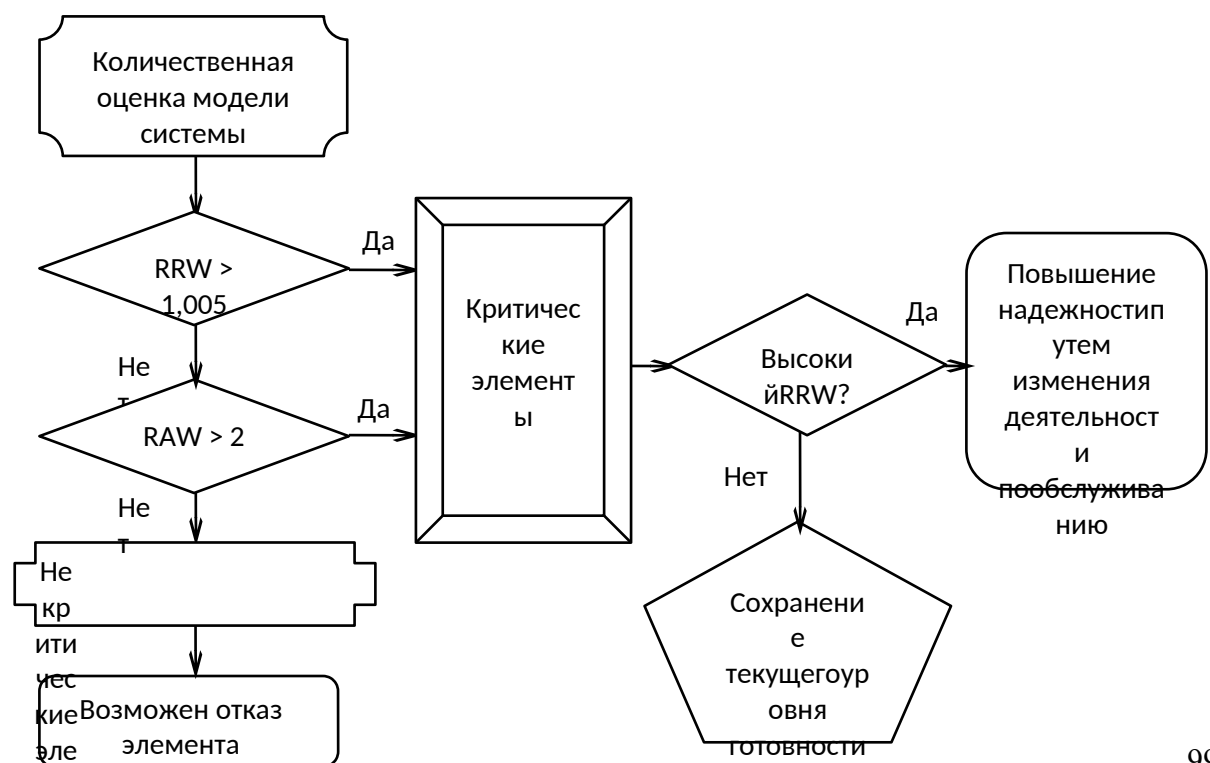
Если требуемым результатом анализа является матрица критичности, может быть составлена схема распределения тяжести последствий и частот появления

событий. Некоторые примеры классов приемлемого риска и матрицы критичности приведены в таблице 1. Ранг тяжести последствий назначают для каждого вида отказа на основе влияния последствий отказа на систему в целом, безопасность, выполнение требований, целей и ограничений. Концепция RPN предусматривает оценку вероятности обнаружения отказа, т.е. вероятности того, что с помощью аппаратуры, процедур верификации, предусмотренных проектом, будут обнаружены возможные виды отказов за время, достаточное для предотвращения отказов на уровне системы в целом.

Риск оценивают с точки зрения обеспечения наивысшего уровня безопасности. Вид отказа с высоким значением тяжести последствий, низкой интенсивностью появления и очень высоким значением обнаружений может иметь намного более низкий RPN, чем вид отказа со средними значениями всех перечисленных величин. Поэтому необходимо использовать дополнительные процедуры для гарантии того, что видам отказов с высоким рангом тяжести придано первостепенное значение и меры по их устранению приняты в первую очередь. В этом случае для решения следует руководствоваться еще и рангом тяжести, а не только RPN.

Для анализа надежности недостаточно рассмотреть только случайные и независимые отказы, поскольку могут произойти отказы по общей причине. Наличие отказов по общей причине противоречит предположению о независимости видов отказов, рассматриваемых FMEA, и предполагает возможность появления более одного отказа одновременно или в пределах достаточно короткого промежутка времени и соответствующее появление последствий одновременных отказов.

Для каждой функции должен быть рассмотрен хотя бы один механизм отказа. Должны быть выявлены все возможные отказы, связанные с неисполнением назначенных функций. В этот перечень должны входить как все полные нарушения функционирования оборудования, так и частичные снижения его технических характеристик, если их последствия отличаются от полной потери работоспособности. К числу функциональных отказов могут относиться: полное прекращение функционирования, утрата изделием способности удовлетворять предъявленным требованиям к его характеристикам, прерывистое функционирование, включение и функционирование без необходимости. Возможны и другие виды функциональных отказов в зависимости от особенностей систем, эксплуатационных требований к ним и имеющихся ограничений.



## Рисунок 10 – Процесс определения критических элементов

Необходимо выполнить ранжирование объектов обслуживания с анализом критичности и классификацией последствий отказа по уровню тяжести, составлением матрицы критичности. К критическим следует отнести - элементы, отказы которых могут привести к отказу системы, снижению безопасности или эффективности АС.

Функциональные отказы описывают сбои в работе системы и их влияние на исследуемую функцию. Идентификацию необходимо выполнить для каждой функции системы, включенной в RCM-анализ. В соответствии с задачами программы RCM должны быть сделаны определенные изменения в моделях надежности систем. Эти изменения касаются: неготовности элемента (и системы), для тестирования действий и мероприятий по техническому обслуживанию или восстановлению; отказов по общей причине; ошибок персонала; обеспечивающих системы (электропитание, питательная вода и СКУ).

Критические компоненты системы определяются на основании показателей снижения риска (RAW) и возрастания риска (RRW). На рисунке 10 представлен процесс идентификации критических компонентов согласно [15].

Задачей управления рисками является контроль, предотвращение и сокращение несчастных случаев на производстве, снижение ущерба и логически вытекающих потерь, а также предотвращение неблагоприятного воздействия на окружающую среду. Для повышения эффективности управления рисками необходимо провести предварительный его анализ, по результатам которого будут приняты решения по оценке допустимости риска, а также при выборе мер по его снижению или устранению. Общей задачей анализа является обоснование решений, касающихся риска. Эти решения могут приниматься как часть более крупного процесса управления рисками посредством сопоставления результатов анализа с критериями допустимости риска. В рассматриваемом стандарте, представлено подробное описание всех этапов и шагов анализа риска.

### ***Выбор и сравнение задач***

Выбор задач по обслуживанию (рисунок 11) предполагает их распределение для различных видов отказов с применением LTA (Logic Tree Analysis - логическое дерево принятия решений), ориентируясь на пять, основных, критериев:

- является ли отказ очевидным для оператора блочного щита управления;
- оказывает ли отказ непосредственное влияние на безопасность населения или АС;
- представляет ли отказ угрозу для готовности элемента;
- приводит ли отказ к серьезному экономическому ущербу;
- осуществимы ли и доступны ли по стоимости выбранные задачи обслуживания.

Результатом является следующая классификация работ:

- сохранить (новые задачи точно соответствуют существующим задачам предупредительного обслуживания - РМ);
- изменить: новые задачи немного отличаются по содержанию или периодичности по сравнению с существующей РМ, что делает ее более эффективной;
- удалить: новые задачи могут быть заменены более эффективными;
- добавить: новые задачи предназначены для предотвращения или смягчения выявляемых отказов элементов, для которых ранее принятые задачи не обеспечивают это надлежащим образом. Новые задачи добавляются для тех элементов, применительно к которым их нет в принятой РМ, но RCM определил их необходимость и

эффективность.

По завершению выбора задачи проводится сравнение с методами текущего обслуживания, целью которого является выявление необходимых изменений в программы технического обслуживания с учетом влияния на используемые ресурсы.

Если элемент отнесен к категории некритичных (для которого допустима возможность отказа), он рассматривается для определения задачи профилактического обслуживания, или возможности работать до отказа. Примеры критериев:

- насколько высока стоимость ремонта или замены элемента при работе его до отказа;

- может ли отказ элемента вызывать отказ в других критических элементах;

- существует ли простая задача обслуживания, которая предотвращает значительное уменьшение надежности элемента;

- вызовет ли отказ элемента потенциальную опасность для персонала;

- необходим ли элемент для поддержания деятельности по обслуживанию критически важных элементов или важен ли он для обслуживающего персонала;

- существуют ли чрезмерные по объему работ техническое обслуживание и ремонт элемента, которые должны быть устранены.

Подтверждающий ответ на любой из этих вопросов подразумевает, что для компонента должна быть определена задача ТОиР. Если утвердительных ответов на любой из этих критериев нет, то оптимальным вариантом является работа элемента до отказа.

Результаты RCM-анализа и всех последующих изменений, вносимых в систему обслуживания в процессе эксплуатации, необходимо фиксировать. Для этой цели могут быть использованы имеющиеся программные средства, в частности, предназначенные для реализации комплексной логистической поддержки эксплуатации, которые на протяжении срока службы объектов ТО и ремонта накапливают информацию, необходимую для принятия решений и помогают определить, почему та или иная задача обслуживания впоследствии модифицирована или оставлена без изменений.

Когда выбор задачи был завершен и рассмотрен, рекомендации, являющиеся результатом процесса выбора задачи, будут сравниваться с методами текущего обслуживания. Целью такого сравнения является выявление необходимых изменений в программы технического обслуживания, влияния на ресурсы и других обязательств.

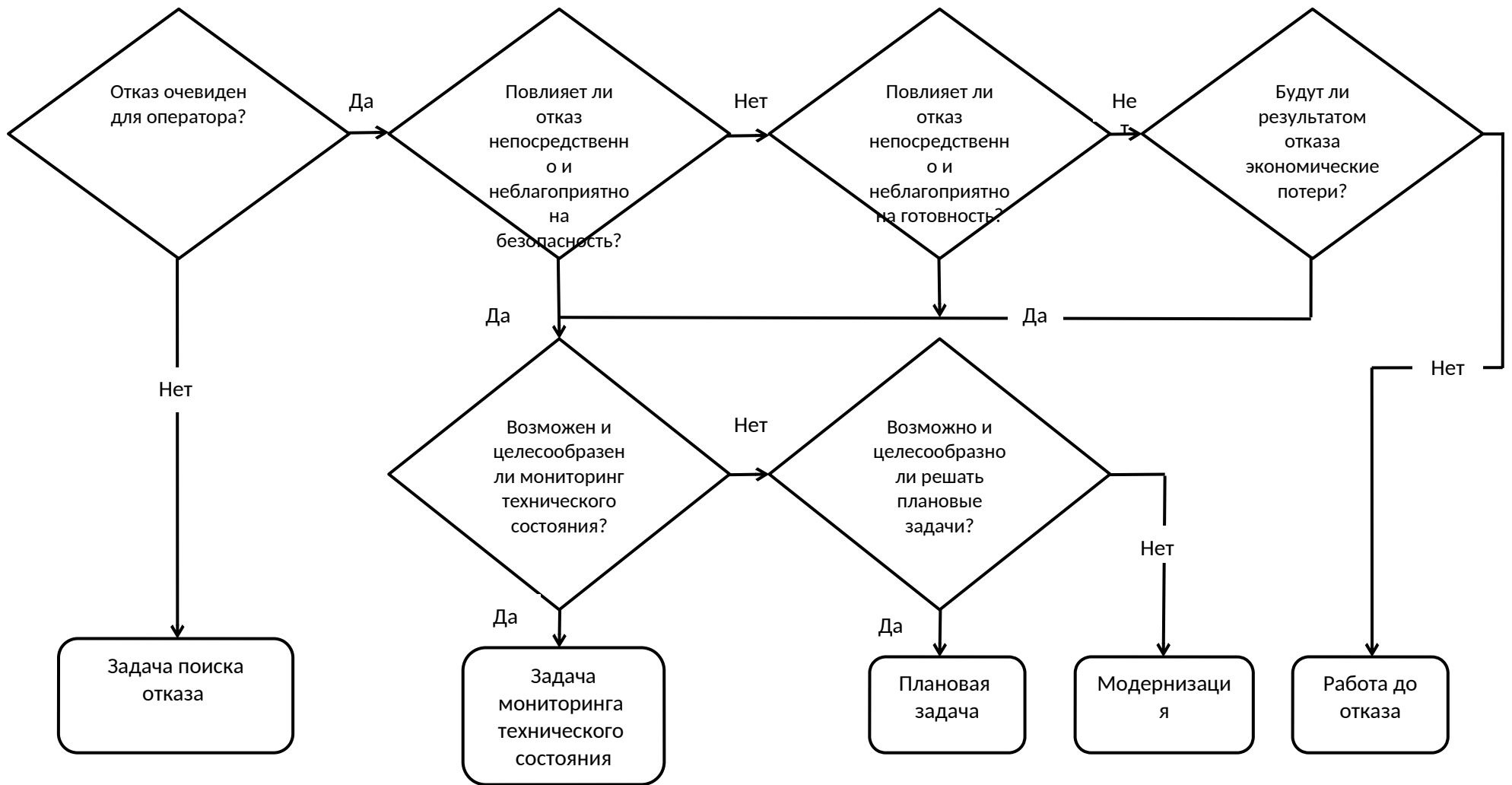


Рисунок 11 – Схема LTA принятия решения

Схема совершенствования программ обслуживания по результатам RCM-анализа на рисунке 12.



Рисунок 12 – Схема совершенствования программ обслуживания

Первоначальная программа обслуживания составляется до начала эксплуатации. Она основывается на предыдущем опыте эксплуатации или рекомендациях организаций-изготовителей

Текущую программу ТОиР следует разрабатывать путем доработок первоначальной программы. Она должна учитывать:

- данные о старении и отказах;
- изменения условий эксплуатации;
- современные достижения в области технологий, материалов, методов и средств технологического оснащения с использованием методологии RCM, которую также можно применять и для поддержки текущих программ ТОиР.

На этапе эксплуатации эксплуатирующая организация должна постоянно дорабатывать откорректированную программу ТОиР с использованием накопленного опыта и методологии RCM. Наиболее подходящую политику управления безотказностью конкретного элемента/системы устанавливают назначением оптимальной программы их обслуживания в соответствии с диаграммой принятия решений в рамках RCM-анализа, приведенной в ГОСТ Р 27.606.

Периодичности выполнения задач ТОиР, определенных в результате RCM-анализа, устанавливают на основе данных о продолжительности интервалов мониторинга, оценок безопасной наработки, назначенных сроков службы, расчетов интервалов безотказной наработки или экспертным путем. Перечень выявленных таким образом задач с указанием периодичности их выполнения образует рациональную систему предупредительного обслуживания. При этом подходящей считают такую задачу, которая обеспечивает предупреждение отказов определенного вида и является технически осуществимой, а эффективной ту задачу, которая при умеренных затратах обеспечивает преодоление последствий отказов. При определении задач (работ) важно помнить, что цель заключается в предотвращении потери функции объекта обслуживания. В ходе выполнения RCM-анализа выбор задач производится в соответствии с приведенными ниже следующими основными принципами:

- определить задачи, которые непосредственно направлены на доминирующие

механизмы отказов;

- определить существующие проблемы надежности, связанные с ТОиР и подходы к их решению;

- определить задачи для предотвращения влияния последствий отказов, а не для предотвращения отказов оборудования;

- не рекомендуется отбирать задачи, которые не будут препятствовать влиянию отказа оборудования, продлению среднего времени между отказами, или определению скрытых отказов.

В процессе анализа рассматривают все возможные виды отказов, которые классифицируют с точки зрения последствий вызываемых ими функциональных отказов изделия. При этом различают: скрытые или явные отказы и отказы, влияющие на безопасность, экономичность и эффективность эксплуатации активов. Необходимо выполнить сравнение возможных задач обслуживания, по результатам которого их можно отнести к следующим категориям:

- сохранить задачу (существующие задачи обслуживания, аналогичны рекомендуемым RCM-анализом по содержанию и частоте);

- изменить параметры задачи (существующие задачи обслуживания отличаются по контексту или частоте выполнения для компонентов, в которых предусмотрены RCM, которые несколько отличаются по контексту или частоте от существующих задач ТОиР и сделают эти задачи более применимыми и эффективными);

- заменить задачу (существующие задачи для компонентов, которые могут быть заменены задачами рекомендуемыми RCM более применимыми и эффективными);

- исключить задачу (может применяться к существующим задачам, которые являются избыточными с точки зрения RCM-анализа);

- добавить задачу (новые задачи обслуживания, предназначенные для предотвращения или уменьшения негативного влияния выявленных отказов для компонентов, в случае, если существующие задачи ТОиР не обеспечивают этого должным образом). Большинство добавленных задач, обычно, могут представлять собой мониторинг технического состояния объектов, который должен заменить существующие периодические ремонты и проверки.

Периодичности выполнения задач ТОиР устанавливают на основе данных о продолжительности P-F интервалов (ГОСТ Р 27.606), оценок безопасной наработки, назначенных сроков службы или расчетов интервалов безотказной наработки. P-F интервал (показан на рисунке 13), время между потенциально возможными и реальными функциональными отказами, представляет собой время между моментом достижения кривой деградации некоторого контролируемого параметра оборудования заранее установленного уровня (момент потенциального отказа P) и моментом возникновения функционального отказа (F).

При наличии нескольких отслеживаемых параметров, сигнализирующих о приближении отказа, в анализе следует ориентироваться на тот из них, для которого P-F интервал является самым продолжительным, учитывая при этом стоимость аппаратуры и ресурсов, требующихся для контроля соответствующего параметра.

По окончании определения задач ТОиР следует выполнение заключительного этапа анализа RCM: сопоставление задач, разработанных в ходе анализа, с текущей программой планового обслуживания АС.

Комплекс задач, определенный на основе RCM-анализа, должен войти в изменяемую программу обслуживания. В ходе ее формирования должны быть учтены факты ограничений по численности и загрузке персонала, возможной недоступности некоторых средств ТОиР или изменения технических требований к объектам обслуживания. В соответствии с ГОСТ Р 27.606, новые положения программы могут потребовать согласования соответствующих регулирующих органов. Определение влияния изменений программы обслуживания на безопасность и эффективность



эксплуатации АС необходимо, поскольку они влияют на надежность и готовность элементов, а также на изменения в перечнях возможных ошибок персонала в ходе выполнения работ.

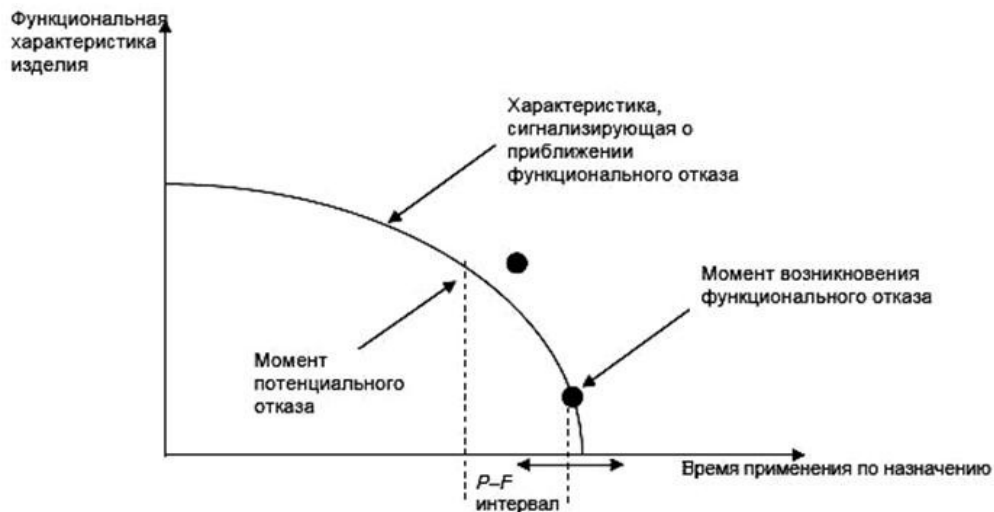


Рисунок 13 – P-F интервал

Влияние изменений деятельности по техническому обслуживанию может быть определено путем повторных расчетов по логико-вероятностным моделям ВАБ, используя учет или исключение событий отказов элементов или ошибок персонала или пересмотренные вероятности отказа элементов.

Для количественной оценки влияния изменения ТОиР на безопасность АС необходимо выполнить две группы расчетов: влияние каждого отдельного изменения на частоту повреждения ядерного топлива в активной зоне реактора и влияние на частоту большого выброса.

В СТО 1.1.1.01.002.1995 подробно описаны все обозначенные выше фрагменты применения RCM-анализа для выбора наиболее эффективной стратегии обслуживания систем и оборудования АС и документирование его процессов, включая разработку:

- методология технического обслуживания, ориентированного на обеспечение надежности;
- отчета о проведении RCM-анализа;
- программы ТОиР и программа совершенствования.

### Заключение

В СТО 1.1.1.01.002.1995 подробно рассмотрены основные положения по применению следующих стратегий технического обслуживания и ремонта энергоблоков атомных станций, направленных на эффективное управление надежностью элементов с учетом требований по безопасной и эффективной эксплуатации:

- регламентированное предупредительное обслуживание;
- ТО и ремонт по техническому состоянию по результатам мониторинга контролируемых параметров, технического диагностирования и др. технологий;
- обслуживание на основе оценки риска;
- ремонт по факту отказа.

Приводится также подробное описание системы обслуживания АС, ориентированной на применение RCM, включая как требования и принципы построения организационной структуры, ориентированной на надежность объектов

обслуживания - RCO, так и основные положения применения методологии и RCM-анализа.

Положения стандарта базируются на положительном отечественном и отраслевом зарубежном опыте реализации процессов обслуживания с ориентацией на надежность объектов, а также на стандартах, методических, нормативных и технических документах по обслуживанию и эксплуатации элементов атомных станций России.

Приводятся также критерии оценки и показатели эффективности выполнения мероприятий по ТО и ремонту оборудования атомных станций с учетом применения всех перечисленных выше стратегий обслуживания АС.

### **Литература**

1. IAEA-TECDOC-658 МАГАТЭ Обслуживание, связанное с безопасностью, в рамках концепции обслуживания, ориентированного на надежность (Safety related maintenance in the framework of the reliability centered maintenance concept)

2. IAEA SSR-2/1 Безопасность атомных станций: проектирование. Конкретные требования безопасности (Safety of nuclear power plants: design. Specific safety requirements No. SSR-2/1 (Rev. 1). International Atomic Energy Agency. Vienna, 2016)

3. Приказ Минэнерго России от 26.07.2017 г. № 676 Методика оценки технического состояния основного технологического оборудования и линий электропередачи электрических станций и электрических сетей

4. Приказ Минэнерго России от 19.02.2019 г. № 123 Методические указания по расчету вероятности отказа функционального узла и единицы основного технологического оборудования и оценки последствий такого отказа

5. Сидоров, А.В. Управление отказами оборудования: в 2 ч. Ч. II: Анализ и профилактика / А.В. Сидоров, В.А. Сидоров. – Донецк: Ассоциация ЕАМ, 2021. – 208 с.

6. IAEA-TECDOC-1383 МАГАТЭ Руководство по оптимизации программ технического обслуживания и ремонта атомных станций (Guidelines for optimizing nuclear power plant maintenance programmes)

7. IAEA-TECDOC-1551 МАГАТЭ Стратегии и инструменты внедрения технического обслуживания и ремонта атомных станций по техническому состоянию (Implementation Strategies and Tools for Condition Based Maintenance at Nuclear Power Plants)

8. INPO AP-913 Надежность оборудования Описание Процесса Пересмотрено 6 Апреля 2018 года Общее распространение (Equipment Reliability Process Description Revision 6 April 2018 General Distribution)

9. Руководство ВАО WANO GL 2001-03 (март, 2002) Руководство по проведению ремонта на атомных станциях (Guidelines for the Conduct of Maintenance at Nuclear Power Plants)

10. IAEA-TECDOC-1383 МАГАТЭ Руководство по оптимизации программ технического обслуживания и ремонта атомных станций (Guidelines for optimizing nuclear power plant maintenance programmes)

11. Гуринович В.Д., Янченко Ю.А., Шехватов Д.Б, Савельев В.А. Современные подходы к управлению техническим обслуживанием и ремонтом оборудования тепловых и атомных станций / Надежность систем энергетики: проблемы, модели и методы их решения / А.Ф. Дьяков, В.А. Стенников, С.М. Сендеров, М.Г. Сухарев и др.; Отв. ред. Н.И. Воропай. - Новосибирск: Наука, 2014. - С. 100-124

12. Управление рисками и риск-менеджмент. [Электронный ресурс]. URL: <https://upravlenie-riskami.ru/> (дата обращения: 24.04.2022)

13. Обслуживание и ремонт АЭС. Управление жизненным циклом / Ю.А. Янченко, В.Д. Гуринович. Под общей редакцией Ю.А. Янченко - М. АО «Первая Образцовая типография», 2021 — 752 с., ил.

14. Риск-ориентированный подход к управлению производственными активами энергетики Антоненко И.Н., ООО «НПП «СпецТек», Энергоэксперт №1 – 2020

[15] IAEA-TECDOC-1590 МАГАТЭ Применение технического обслуживания и ремонта, ориентированного на надежность для оптимизации эксплуатации и обслуживания атомных станций (Application of ReliabilityCentered Maintenance to Optimize Operation and Maintenance in Nuclear Power Plants)

**УСЛУГИ ПО НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ПОДДЕРЖКЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ: «ОКАЗАНИЕ УСЛУГ АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» ПО РЕАЛИЗАЦИИ ИМ ФУНКЦИЙ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ В ЧАСТИ ПРОИЗВОДСТВЕННОЙ, ТЕХНИЧЕСКОЙ И ОРГАНИЗАЦИОННОЙ (ИСПОЛНИТЕЛЬСКОЙ) ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ В 2022 ГГ.**

*Д.Ю. Дроздов, А.В. Новиков, С.Е. Осипова, Прокопец В.Л., И.В. Моисеева, Е.Э. Галанцева, Д.Н. Тупляков, М.С. Капеистов, А.И. Малючек, А.А. Яковлев, В.В. Войниленко, С.В. Евсюкова, А.А. Алехов, С.А. Ткачук, А.С. Бубнов*

В 2022 г. оказаны услуги по следующим направлениям:

- рассмотрение, выдача замечаний, повторное рассмотрение и согласование проектов норм и правил Ростехнадзора, НД ЭО и ГОСТ, касающихся ТО и ремонта с учетом требований опыта эксплуатации АЭС и ПАТЭС, требований ФНП, организационно-распорядительных и руководящих документов АО «Концерн Росэнергоатом»;

- актуализация нормативной документации Системы ТОиР в части своевременного пересмотра и переиздания с учетом требований опыта эксплуатации АЭС и ПАТЭС, требований ФНП, организационно-распорядительных и руководящих документов АО «Концерн Росэнергоатом»;

- рассмотрение, выдаче замечаний, повторное рассмотрение и согласование проектов документов по эксплуатации АЭС в части ТОиР (ТУ на ремонт, регламенты (программы) ТОиР, технологическая документация), разрабатываемые АЭС, ПАТЭС и сторонними организациями по договорам с АО «Концерн Росэнергоатом», в том числе на вновь поставляемое оборудование для действующих энергоблоков;

- рассмотрение, выдаче замечаний, повторное рассмотрение и согласование проектов конструкторской документации в части ТОиР на соответствие требований НП-071-18 и ГОСТ Р 50.03.01-2017, разрабатываемые КТО АЭС, в рамках действующих лицензий на конструирование;

- рассмотрение и согласование регламентирующей документации - инструкций, методик, программ, технических решений, касающихся ТО и ремонта, в том числе с применением сварки с учетом требований опыта эксплуатации АЭС и ПАТЭС, требований ФНП, организационно-распорядительных и руководящих документов АО «Концерн Росэнергоатом»;

- актуализация документов по эксплуатации АЭС и ПАТЭС в части ТОиР (ремонтной документации) оборудования АЭС и ПАТЭС (реакторов, теплообменников, арматуры, трубопроводов, турбин, турбогенераторов, возбуждателей, насосного оборудования, электродвигателей и др.) в части своевременного пересмотра и переиздания с учетом требований опыта эксплуатации АЭС и ПАТЭС, требований ФНП, организационно-распорядительных и руководящих документов АО «Концерн Росэнергоатом»;

- подготовка проектов изменений в ремонтную документацию на оборудование АЭС и ПАТЭС (реакторов, теплообменников, арматуры, трубопроводов, турбин, турбогенераторов, возбуждателей, насосного оборудования, электродвигателей и др.) на основании требований ФНП, организационно-распорядительных и руководящих документов

АО «Концерн Росэнергоатом», по предложениям АЭС, ПАТЭС, надзорных органов, предприятий-изготовителей, ЦА;

- обеспечение соответствия разрабатываемой ремонтной документации единым

требованиям к оформлению и изложению в соответствии с требованиями НД эксплуатирующей организации;

- анализ (и корректировка при необходимости) ремонтной документации в части содержания и описания порядка выполнения технологических и контрольных операций при определении причин нарушений в работе АЭС и ПАТЭС, и реализации корректирующих мероприятий по нарушениям в работе АЭС и ПАТЭС;

- оказание консультационных услуг ремонтным службам АЭС, ПАТЭС и ДТОР по вопросам ТО и ремонта оборудования АЭС и ПАТЭС (актуализация нормативной базы, повышение работоспособности систем маслоснабжения, перевод оборудования на новые межремонтные циклы, порядок ремонта цилиндров турбин, применение сварочных (наплавочных) материалов, методов, режимов и технологии сварки, рекомендации по затяжке крепежа, применение и выбор новых уплотняющих материалов и т.п.) с учетом опыта эксплуатации однотипного оборудования и требований действующей документации;

- сопровождение реализации (дополнение, изменение, статистические подсчеты) программ разработки и пересмотра документации на ТО и ремонт оборудования АЭС и ПАТЭС;

- участие в разработке программ по установлению причин возможных отклонений при применении контрмер против повреждений аустенитных трубопроводов Ду300, включая программы по исследованию причин фиксации показателей несплошностей в ранее обжатых СС Ду300 в случае дефектации последних на основе анализа технического состояния СС Ду300 на АЭС с РУ РБМК-1000, мероприятий по оптимизации ТО аустенитных трубопроводов в части обоснования параметров периодичности и объемов эксплуатационного дефектоскопического контроля СС Ду300, прошедших обработку технологией MSIP, планов производства работ, а также состава сварных соединений аустенитных трубопроводов Ду300, планируемых к обжатию в помещениях энергоблоков Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС в период плановых ремонтов 2018-2020 годов. Подготовка сводных технических актов на основе анализа данных по результатам применения технологии MSIP для сварных соединений аустенитных трубопроводов Ду300 на АЭС с РУ РБМК-1000 за период проведения плановых ремонтов 2018-2020 годов;

- подготовка справок и обосновывающих материалов по результатам проверок Ростехнадзора в части ТОиР и представление их в ДТОР;

- подготовка справок и обосновывающих материалов по результатам проверок АЭС, ПАТЭС и ЦА;

- участие в совещаниях ЗГИР, начальников ОППР, КТО, ОУР, видеоконференций, международных организаций по вопросам, касающимся организации и обеспечения ремонта, в том числе по разработке ремонтной документации;

- ведение отраслевой базы данных по эксплуатации АЭС и ПАТЭС в части сопровождения эксплуатации раздела «Система ТО и ремонта АС» Указателя технических документов, регламентирующих обеспечение безопасной эксплуатации энергоблоков АС (обязательных и рекомендуемых к использованию) в части нормативных документов по ТО и ремонту, введенных в действие и аннулированных приказами

АО «Концерн Росэнергоатом»;

- проверка и актуализация разделов «Другие технические документы» Указателя технических документов, регламентирующих обеспечение безопасной эксплуатации энергоблоков АС (обязательных и рекомендуемых к использованию) и раздела «Техническое обслуживание и ремонт» в части ТУ на ремонт, регламенты (программы) ТОиР, технологическая документация введенных в действие и

аннулированных приказами АО «Концерн Росэнергоатом»;

- ведение отраслевой базы данных (АСУТД) по эксплуатации АЭС в части сопровождения эксплуатации раздела «Техническое обслуживание и ремонт АС» (наполнение разделов АСУТД ремонтной документацией, разработанной АЭС, ПАТЭС и сторонними организациями по договорам с АО «Концерн Росэнергоатом», в том числе на вновь поставляемое оборудование для действующих энергоблоков и введенных в действие;

- актуализация структуры раздела «Техническое обслуживание и ремонт АС» по предложениям АЭС, ПАТЭС, ЦА;

- - дополнение, актуализация и корректировка структуры классификаторов АСУТД, консультация АЭС, ПАТЭС и ЦА по вопросам поиска, запроса документов и т.д.;

- адаптация архива к новым требованиям версий АСУТД;

- актуализация руководств администратора и пользователей, учет, регистрация, передача в пользование ремонтной документации;

- ведение и актуализация журналов, описей ремонтных документов (ТУ на ремонт, регламентов (программ) ТОиР, технологической документации), введенных в действие или аннулированных в АО «Концерн Росэнергоатом» и хранящихся в архиве;

- ведение журналов регистрации изменений в ремонтные документы;

- ведение журналов регистрации передачи в пользование учтенных копий ремонтных документов, регистрация обозначений ремонтной документации в соответствии с требованиями НД АО «Концерн Росэнергоатом», разрабатываемой АЭС и сторонними организациями;

- ведение «Каталога ремонтной документации АС» в части наполнения, аннулирования, внесения изменений в ремонтные документы, разрабатываемые АЭС, ПАТЭС и сторонними организациями, хранящимися в АСУТД;

- участие в экспертной группе по развитию АСУТД, обсуждению и решению вопросов по развитию разделов АСУТД, связанных с ТО и ремонтом;

- ведение отраслевой базы данных (АСУТД) по эксплуатации АЭС в части сопровождения эксплуатации электронной базы данных электронных таблиц норм производственного запаса товарно-материальных ценностей для обеспечения ремонтно-эксплуатационных нужд атомных станций (анализ предложений АЭС по корректировке норм производственного запаса ТМЦ на РЭН;

- размещение в АСУТД откорректированных норм (согласование и утверждение откорректированных норм осуществляет заказчик); подготовка экспертных заключений, аналитических материалов и справок);

- сбор отчетов АЭС, ПАТЭС по итогам проведения ремонтных кампаний, подготовка аналитических материалов по запросам ДТОР, связанных с анализом выполнения ремонтных кампаний предыдущих лет;

- подготовка сводного отчета по анализу ремонтных кампаний АЭС, ПАТЭС и ЦА;

- подготовка обоснований и обосновывающих материалов по безопасному увеличению периодичности ремонтных циклов АЭС, ПАТЭС АО «Концерн Росэнергоатом»

- выполнение анализа актов проверки готовности к ремонту и актов проверки качества ремонта энергоблоков АЭС и ПАТЭС;

- выполнение анализа неплановых остановов энергоблоков (ТГ) АЭС и ПАТЭС по причине отказа оборудования;

- выполнение анализа простоев в ППР по причине дефектов оборудования;

- подготовка проектов запросов на АЭС и ПАТЭС по выполнению работ, связанных с переходом оборудования на ремонт по техническому состоянию;
- выполнение анализа материалов и подготовка итоговых справок по оборудованию, ремонтируемому по техническому состоянию;
- выполнение неотложных и аварийно-восстановительных работ на АЭС в составе функциональной группы аварийно-спасательных и других неотложных работ при проведении командно-штабных учений и противоаварийных тренировок;
- выполнение анализа неплановых остановов энергоблоков/ТГ АЭС и ПАТЭС по причине отказа оборудования и подготовка аналитических материалов и справок;
- анализ разрабатываемых на АЭС и ПАТЭС, и представляемых в ДТОР графиков ТОиР энергоблоков АЭС на соответствие требованиям МТ 1.3.1.02.005.0010-2014 и подготовка справок;
- анализ выполнения атомными станциями приказа № 5 «Об итогах ремонтных компаний 2020, 2021, 2022 года и задачах на 2021, 2022 и 2023 годы» в части требований к периодичности, актуализации и представления в ДТОР графиков ТОиР. Подготовка справок;
- импорт графиков ТОиР в среду ИСУП ТОиР ЦА;
- подготовка и предоставление ДТОР аналитических отчетов из ИСУП ТОиР ЦА.

В рамках указанного договора в 2022 году, выполнены следующие основные работы:

- рассмотрены проекты национальных стандартов: ГОСТ Р 2.001 «Единая система конструкторской документации. Общие положения»; ГОСТ Р 2.503 «Единая система конструкторской документации. Правила внесения изменений»; ГОСТ Р 2.058 «Единая система конструкторской документации. Правила выполнения реквизитной части электронных конструкторских документов»;
- пересмотр НД и ТД Системы ТОиР - СТО 1.1.1.01.002.1664; ПО 1.1.3.18.1442; РД ЭО 1.1.2.01.0769-2014; МТ 1.1.3.99.0084;
- разработка НД Системы ТОиР - СТО 1.1.1.03.004.1968-2022 «Организация работ со вскрытием оборудования на плавучих атомных электростанциях»; СТО 1.1.1.01.002.1995-2022 «Стратегии технического обслуживания и ремонта систем и оборудования энергоблоков АС»;
- внесены изменения в НД Системы ТОиР с учетом выхода новых ФНП, планов мероприятий и протоколов совещаний эксплуатирующей организации;
- экспертиза 138041 листов документов (ТУ и КТД на ремонт, регламенты ТОиР) на соответствие требованиям НД, действующим в ОИАЭ;
- экспертиза проектов конструкторской документации в части ТОиР на соответствие требований НП-071-18 и ГОСТ Р 50.03.01-2017 (408 листов документов);
- экспертиза и подготовка извещений об изменении в ремонтную документацию по предложениям АЭС, ПАТЭС, ЦА (4386 листов документов);
- введено в действие и размещено в АСУТД ЦА концерна – 1588 документов;
- подготовлен сводный годовой отчет о ремонтной кампании.

# НИР ПО ОБОСНОВАНИЮ ДОПУСТИМОСТИ ИЗМЕНЕНИЯ ОБЪЕМОВ И ПЕРИОДИЧНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ОБОРУДОВАНИЯ И ТРУБОПРОВОДОВ ВТОРОГО КОНТУРА АЭС С РУ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200

к.т.н. В.В. Потапов, к.т.н. Д.А. Кузьмин, к.т.н. А.Ю. Кузьмичевский

В технике не существуют технологии изготовления оборудования и трубопроводов (ОиТ) при использовании которых в металле исключаются несплошности. Методы и средства неразрушающего контроля (НК), применяемые на АЭС, а также в других отраслях техники обладают выявляемостью менее 100%. Несплошности металла в процессе эксплуатации ОиТ могут достигать до недопустимых размеров (дефектов). При увеличении периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля ОиТ с 4-х до 10 лет, у несплошностей будет в 2,5 раза больше времени на неконтролируемое развитие в процессе эксплуатации.

В 2022 году департаментом прочностной надежности ОиТ АЭС отделения управления ресурсом АЭС завершена НИР по теме «НИР по обоснованию допустимости изменения объемов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля оборудования и трубопроводов второго контура АЭС с РУ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200» (договор от 14.08.2019 №1/10/1077-Д между АО «Концерн Росэнергоатом», АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» и АО «ВНИИАЭС»).

По результатам выполнения НИР 20.11.2021 АО «Концерн Росэнергоатом» введена в действие методика МТ 1.1.4.02.001.1803-2021 «Обоснование допустимости изменения объемов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля металла оборудования и трубопроводов второго контура атомных станций с ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200. Методика». Приказом АО «Концерн Росэнергоатом» 9/01/1526-П от 28.09.2021 методика принята к руководству, исполнению и внедрению на АЭС с ВВЭР в РФ, включена в указатель технических документов, регламентирующих обеспечение безопасности на всех этапах жизненного цикла атомных станций (обязательных и рекомендуемых к использованию).

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»  
АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО  
«ВСЕРОССИЙСКИЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ  
ПО ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ»  
(АО «ВНИИАЭС»)



УТВЕРЖДАЮ  
Заместитель директора ВНИИАЭС-НП, директор отделения управления ресурсом АЭС  
В.В. Потапов

РАБОТЫ ПО РАЗРАБОТКЕ ПРОЕКТОВ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ТИПА ВВЭР. НИР В ОБОСНОВАНИЕ УВЕЛИЧЕНИЯ ПЕРИОДОВ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ МЕТАЛЛА И ТЕХНИЧЕСКОГО ОСВИДЕТЕЛЬСТВОВАНИЯ ПРИ ПЕРЕХОДЕ НА 10-И-ЛЕТНИЮ ПЕРИОДИЧНОСТЬ В СООТВЕТСТВИИ С НИ-084-15 ДЛЯ ЯДЕРНЫХ ОБОРУДОВАНИЙ АЭС С РУ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200 В ПРОЕКТНОМ СРОКЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Технический отчет

Обоснование допустимости изменения объемов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля главных паропроводов и питающих трубопроводов АЭС с РУ типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200

Изм. № 1/10/1077/3/1016

(На 177 листах)

Продолжение на следующем листе

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»  
АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО  
«ВСЕРОССИЙСКИЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ  
ПО ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ»  
(АО «ВНИИАЭС»)



УТВЕРЖДАЮ  
Заместитель директора ВНИИАЭС-НП, директор отделения управления ресурсом АЭС  
В.В. Потапов

НИР ПО ОБОСНОВАНИЮ ДОПУСТИМОСТИ ИЗМЕНЕНИЯ ОБЪЕМОВ И ПЕРИОДИЧНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ ОБОРУДОВАНИЯ И ТРУБОПРОВОДОВ ВТОРОГО КОНТУРА АЭС С РУ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200

Технический отчет

Обоснование допустимости изменения объемов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля паропроводов БРУ-Ж, БРУ-СН, паропроводов греющего пара 1 и 2 ступеней СПП, трубопроводов отвода КТ П из СПП, трубопроводов КТ П ПВД и ПВД, трубопроводов связи сепаратор, трубопроводов КЭ отбора на ПВД, КЭ, трубопроводов основного конденсата АЭС с РУ типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200

Изм. № 1/10/1077/2/1275

(На 333 листах)

Продолжение на следующем листе

ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ «РОСАТОМ»  
АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО  
«ВСЕРОССИЙСКИЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ  
ПО ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ»  
(АО «ВНИИАЭС»)



УТВЕРЖДАЮ  
Заместитель директора ВНИИАЭС-НП, директор отделения управления ресурсом АЭС  
В.В. Потапов

РАБОТЫ ПО РАЗРАБОТКЕ ПРОЕКТОВ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК ТИПА ВВЭР. НИР В ОБОСНОВАНИЕ УВЕЛИЧЕНИЯ ПЕРИОДОВ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ МЕТАЛЛА И ТЕХНИЧЕСКОГО ОСВИДЕТЕЛЬСТВОВАНИЯ ПРИ ПЕРЕХОДЕ НА 10-И-ЛЕТНИЮ ПЕРИОДИЧНОСТЬ В СООТВЕТСТВИИ С НИ-084-15 ДЛЯ ЯДЕРНЫХ ОБОРУДОВАНИЙ АЭС С РУ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200 В ПРОЕКТНОМ СРОКЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Технический отчет

Обоснование допустимости изменения объемов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля аппаратуры низкого давления, подогревателя высокого давления, сепаратор-парогенераторов, сепаратор-оборачивка, конденсатоотборника АЭС с РУ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200

Изм. № 1/10/1077/3/1145

(На 91 листах)

Продолжение на следующем листе

Выполнено по методике МТ 1.1.4.02.001.1803-2021 расчетное обоснования допустимости изменения объемов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля основного оборудования и трубопроводов систем второго контура АЭС с РУ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200.

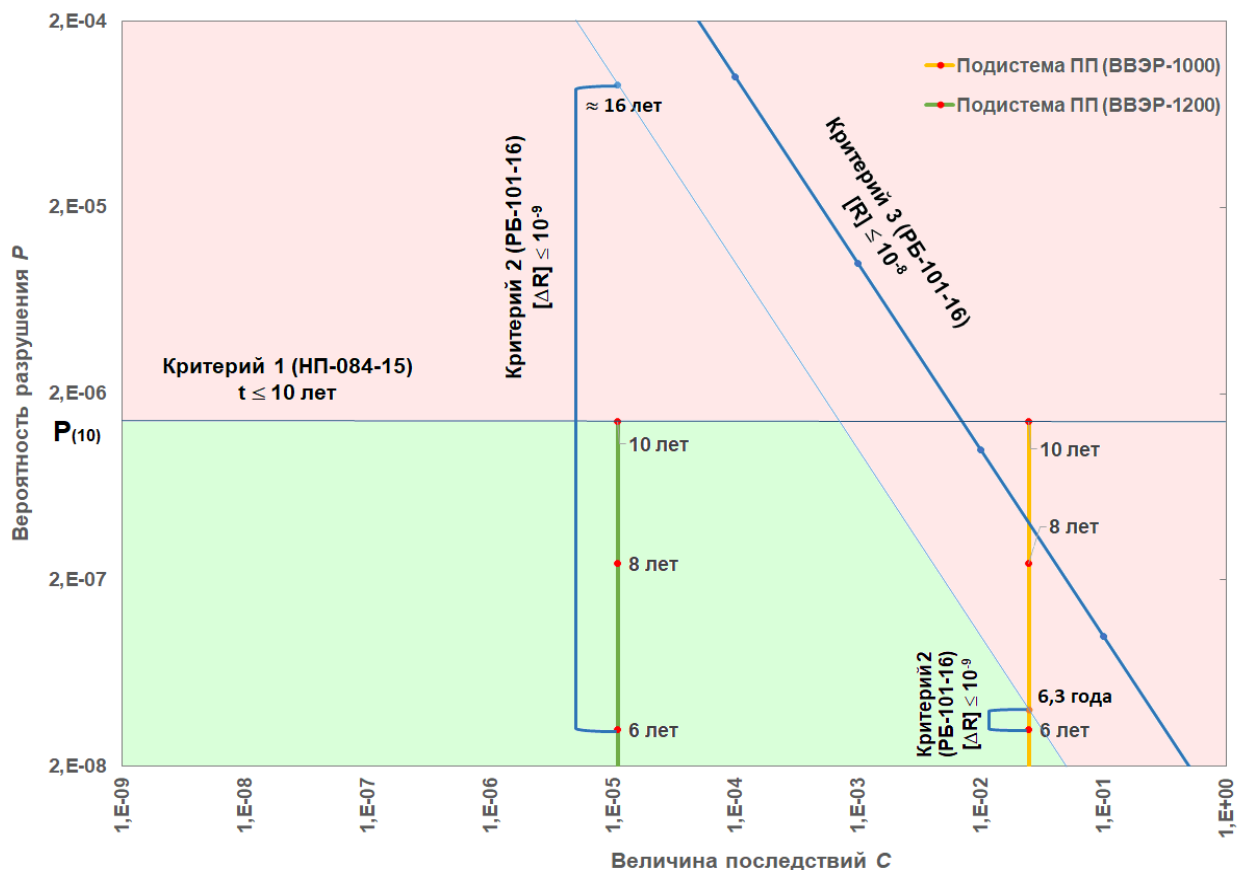


По результатам работ было исследовано более 4000 случаев повреждения металла на 309 подсистемах. Выполненные расчеты показали допустимость перехода ОиТ АЭС ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 на 10-ти летнюю периодичность эксплуатационного неразрушающего контроля состояния металла с учетом процессов деградации (усталость, эрозивно-коррозионный износ), результатов неразрушающего контроля, гидравлических испытаний на прочность и опыта эксплуатации ОиТ. При этом для высокорисковых компонентов переход на 10-ти летнюю периодичность возможен при условии выполнения компенсирующих мероприятий, разработанных совместно с АО «Атомэнергопроект».

Критерии учитываемые при принятии решений:

- $R(t) = P(t) \cdot C \text{ text}$  [НП-084-15], величина риска разрушения зоны контроля (элемента) ОиТ, оценивается как произведение вероятности разрушения зоны контроля и последствий этого разрушения;
- $R(t) \leq 10^{-8} \text{ text}$  РБ-101-16, вероятность разрушения не должна быть меньше или равна  $1 \cdot 10^{-8}$ ;
- $\Delta R \leq 10^{-9}$  [РБ-101-16], разность вероятностей не должна превышать значений  $1 \cdot 10^{-9}$ ;
- $t \leq 10 \text{ text}$  лет [НП-084-15], продление оборудования и трубопроводов периодичностью 10 лет.

Пример диаграммы риска для паропровода свежего пара (между СС 8-7 основной металл):



Изменение объёмов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля основного ОиТ систем второго контура АЭС с РУ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 приведет к следующим эффектам:

- Уменьшение времени на проведение среднегодового ППР 30-50%;
- Увеличение коэффициента использования установленной мощности 3-7%;

- Для АЭС с ВВЭР-1200 возможен перевод на периодичность эксплуатационного неразрушающего контроля 6-10 лет 84,2% подсистем ОиТ второго контура;
- Для АЭС с ВВЭР-1000 возможен перевод на периодичность эксплуатационного неразрушающего контроля 6-10 лет 54,6% подсистем ОиТ второго контура.

**Кроме того, в 2022 году** отделом прочностной надежности АЭС выполнены очередные этапы следующих значимых работ:

- Услуги по научно-технической поддержке эксплуатации систем диагностики АЭС. Разработка методики измерений и проекта методики контроля трубопроводов АЭС для определения остаточных монтажных и остаточных сварочных напряжений для оценки соответствия напряженного состояния трубопроводов допустимым напряжениям (договор №9/183674-Д от 14.12.2021 между АО «Концерн Росэнергоатом» и АО «ВНИИАЭС»);
- Разработка проекта национального стандарта «Расчет допустимых толщин стенок трубопроводов при эрозионно-коррозионном повреждении» в рамках договора по теме «Разработка 22 национальных стандартов необходимых для разработки в области расчетов прочности элементов объектов использования атомной энергии, не подпадающих под действие НП-089-15» (договор №9/114555-Д от 14.04.2020 между АО «Концерн Росэнергоатом» и АО «ВНИИАЭС»);
- Услуги по сбору, обработке, систематизации и анализу деятельности ВАО АЭС в объеме действующих отраслевых рабочих групп, участию в их работе и анализу разработанных проектов руководств ВАО АЭС с целью учета российского опыта и интересов российских организаций ядерной энергетической отрасли (договор №9/153228-Д от 30.03.2021 между АО «Концерн Росэнергоатом» и АО «ВНИИАЭС»).

## **ВЫПОЛНЕНИЕ РАБОТ ПО КОНТРОЛЮ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК И СОПРОВОЖДЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ РБМК-1000 ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКОВ КУРСКОЙ АЭС, ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС И СМОЛЕНСКОЙ АЭС**

*Р.В. Плеханов, Д.А. Лысов, А.С. Немиров, к.ф.-м.н. И.Ф. Моисеев, А.Д. Филиппов, В.С. Дадакин, Д.Л. Знаков, С.Г. Долженко, к.ф.-м.н. И.Е. Иванов, Д.И. Карасев, Н.А. Грушин, к.т.н. В.Е. Дружинин, к.т.н. Ю.В. Шмонин*

Нейтронно-физические характеристики (НФХ) реакторов РБМК-1000 оказывают непосредственное влияние на ядерную безопасность и надежность эксплуатации. Особенности эксплуатации РБМК-1000 в период дополнительного срока эксплуатации (ДСЭ), связанные с радиационными повреждениями графитовой кладки (ГК), работами по управлению ресурсными характеристиками (УРХ) ГК, ростом температуры ГК, массовыми перегрузками топлива при проведении ремонтных работ, а также требованиями НД по безопасности, определяют необходимость выполнения комплекса работ, связанных с обеспечением контроля НФХ и технологических параметров (ТП), согласованием перегрузок топлива и порядка вывода реакторов в критические состояния, повышением точности расчетов НФХ.

Основными направлениями работ АО «ВНИИАЭС» являются:

- контроль НФХ и ТП РБМК при работе реакторов на энергетическом уровне мощности, при проведении перегрузок на остановленных реакторах и при выводе реакторов в критическое состояние;

- подготовка рекомендаций по поддержанию НФХ и ТП в установленных диапазонах;

- повышение точности расчетов и контроля НФХ в период ДСЭ;

- сопровождение эксплуатации и расширение функциональных возможности Системы архивации технологических параметров (САТП) РБМК-1000.

Работы выполняются на основании требований НД по безопасности, РД по эксплуатации, опыта эксплуатации РБМК, результатов разработки, верификации и валидации ПК НФР, используемых для подготовки обоснований безопасности и сопровождении эксплуатации РБМК.

На этапах 1 и 2 АО «ВНИИАЭС» выполнял ежемесячные расчеты параметров, характеризующих состояние ядерной безопасности для всех энергоблоков РБМК-1000 Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС, проводит контрольную расчетную обработку получаемых с АЭС данных измерений НФХ (парового и быстрого мощностного коэффициентов реактивности, коэффициента реактивности по температуре графита). Результаты этих расчетов оформляются в виде ежемесячных технических справок, которые направляются в АО «Концерн Росэнергоатом» и на АЭС.

В первом полугодии 2022 года подготовлены следующие технические справки: рег. № Тс-Д2120-023/2022, рег. № Тс-Д2120-024/2022, рег. № Тс-Д2120-025/2022, рег. № Тс-Д2120-026/2022, рег. № Тс-Д2120-027/2022, рег. № Тс-Д2120-028/2022. Во втором полугодии 2022 года подготовлены следующие технические справки: рег. № Тс-Д2120-086/2022, рег. № Тс-Д2120-087/2022, рег. № Тс-Д2120-088/2022, рег. № Тс-Д2120-089/2022, рег. № Тс-Д2120-90/2022.

На этапах 3 и 4 АО «ВНИИАЭС» осуществлял контроль и согласование перегрузок ТК на остановленных реакторах, загрузок и последовательностей извлечения стержней СУЗ при выводе в критические состояния реакторов энергоблоков № 1 - 4 Курской АЭС, № 3 - 4 Ленинградской АЭС и № 1 - 3 Смоленской АЭС за первое и второе полугодие 2022 г.

По результатам выполнения работ 2022 года по сопровождению массовых перегрузок ТК в период ремонта на энергоблоках с РБМК-1000 и расчетного контроля формирования загрузок перед выводом реакторов в критическое состояние можно сделать следующие выводы:

- при проведении массовых перегрузок топлива и ДП ядерная безопасность обеспечивается;
- характеристики формируемых загрузок активных зон реакторов удовлетворяют требованиям и ограничениям методики планирования перегрузок;
- сформированные после ремонтов загрузки пригодны для вывода реакторов в критические состояния и эксплуатации на энергетических уровнях мощности;
- НФХ реакторов после ремонтов не ухудшаются;
- сформированные загрузки а.з. обеспечивают требуемый уровень безопасности при эксплуатации АЭС с реакторами РБМК-1000.

По результатам вывода реакторов на номинальный уровень мощности отклонения оперативного запаса реактивности за пределы диапазона, установленного Технологическим регламентом, не отмечено. Соответствие достигнутого значения ОЗР при работе на номинальном уровне мощности прогнозным расчетам АО «ВНИИАЭС» удовлетворительное.

В дополнение к прогнозным расчетам параметров реакторов при выводе в критические состояния проведены работы по сбору и обработке данных с результатами фактически состоявшихся в 2022 году выводов РБМК-1000 в критические состояния. Анализ этих данных показал, что результаты прогнозных расчетов соответствуют достигнутым критическим состояниям реакторов в пределах погрешности программных средств, используемых в АО «ВНИИАЭС» для расчетов НФХ РБМК-1000.

По результатам работ заказчику переданы технические справки:

- «Контроль и согласование перегрузок ТК на остановленных реакторах, загрузок и последовательностей извлечения стержней СУЗ при выводе в критические состояния реакторов энергоблоков № 2 - 4 Курской АЭС, № 3 – 4 Ленинградской АЭС и № 1 - 3 Смоленской АЭС за первое полугодие 2022 г. рег. № Тс-Д2120-033/2022.

- «Контроль и согласование перегрузок ТК на остановленных реакторах, загрузок и последовательностей извлечения стержней СУЗ при выводе в критические состояния реакторов энергоблоков № 1 - 4 Курской АЭС, № 3 - 4 Ленинградской АЭС и № 1 - 3 Смоленской АЭС за второе полугодие 2022 г.», рег. № Тс-Д2120-080/2022.

На этапах 5 и 6 выполнялись работы по совершенствованию расчетной модели, проведению расчетных исследований по прогнозу изменения НФХ и подготовке рекомендаций по их поддержанию в установленных диапазонах для реакторов энергоблоков Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС в первом и втором полугодии 2022 г.

Перечень выполненных работ:

- усовершенствована расчётная модель программного комплекса (ПК) OPERA для расширения возможностей и ускорения процесса моделирования работы реакторов, автоматизации моделирования УРХ ГК, замены УАО на ПЯ и дожигания ОТВС, выгруженных из остановленных энергоблоков. Уточнён алгоритм управления распределением энерговыделения (РЭ) стержнями СУЗ по программе POLARIS, используемой в качестве расчетного модуля, входящего в состав программы OPERA.

- проведено моделирование работы реактора энергоблока № 2 Курской АЭС выполнено с учетом подпитки топливом с обогащением 2,6 % до середины января 2023 года, затем в течение оставшегося срока работы реактора подпитки ТВС с обогащением 2,8 % (с двумя вариантами содержания чётных изотопов урана). По результатам

моделирования прогнозные значения НФХ остаются в эксплуатационных пределах до момента планового останова реактора (45 лет) для вывода из эксплуатации;

- проведено моделирование работы реакторов энергоблоков № 3 и № 4 Курской АЭС с учетом дожигание ОТВС, выгруженных из активной зоны реактора энергоблока № 1, остановленного для вывода из эксплуатации. По результатам моделирования работы реакторов энергоблоков № 3 и № 4 Курской АЭС значения НФХ находятся в установленных пределах. При работе реактора энергоблока № 4 без выгрузки ДП возможно незначительное снижение ПКР в феврале 2025 года менее нижнего предела установленного диапазона;

- проведено моделирование работы реакторов энергоблоков № 3 и № 4 Ленинградской АЭС с учетом дожигание ОТВС из остановленных энергоблоков № 1 и № 2. По результатам моделирования значения НФХ находятся в установленных пределах до момента планового (45 лет) останова реакторов для вывода из эксплуатации;

- проведено моделирование работы реактора энергоблока № 1 Смоленской АЭС с учетом подпитки СТВС 2,8 % с двумя вариантами содержания чётных изотопов урана. По результатам моделирования работы реактора энергоблока № 1 Смоленской АЭС значения НФХ находятся в установленных пределах до проведения предстоящего ремонта в 2023 году. При работе реактора без выгрузки ДП вероятно незначительное снижение ПКР после проведения ремонта в июне 2025 года менее нижнего предела установленного диапазона;

- по результатам выполненных работ подготовлена и передана Заказчику техническая справка «Совершенствование расчетной модели, проведение расчетных исследований по прогнозу изменения НФХ и подготовка рекомендаций по их поддержанию в установленных диапазонах для реакторов энергоблоков Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС в первом полугодии 2022 г.», рег. № Тс-Д2120-030/2022.

Расчётные исследования изменения НФХ основаны на моделировании работы реакторов с использованием ПК OPERA. Моделирование проводилось с имитацией перегрузки каждой ТВС с учетом регулировки расходов теплоносителя, управления РЭ стержнями СУЗ и трехмерного полномасштабного расчета выгорания. Перегрузки ТВС осуществлялись в соответствии с требованиями МТ 1.1.4.02.1672 с соблюдением технологических ограничений на загрузку ТВС и расчетных ограничений по неравномерности РЭ. Расчёты НФХ в процессе моделирования выполнялись по программе POLARIS. При моделировании работы реакторов учтена неопределённость содержания чётных изотопов урана в топливе, расчёты выполнены для двух вариантов загрузки ТВС - с «минимальным» и «максимальным» содержанием четных изотопов урана (от 0,3 % до 1 %  $^{236}\text{U}$ ).

Для уточнения тенденций изменения НФХ реакторов энергоблоков в условиях ДСЭ и принятия своевременных мер по компенсации их приближения к пределам установленных диапазонов выполнены расчётные исследования изменения НФХ реакторов энергоблоков № 2 – 4 Курской АЭС на прогнозный период 2022–2024 годы. По результатам расчетных исследований сделаны следующие выводы:

- на реакторе энергоблока № 2 Курской АЭС значения НФХ находятся в установленных пределах до момента останова реактора для вывода из эксплуатации (ВЭ);

- на реакторе энергоблоков № 3 Курской АЭС срок дожигания ОТВС ПИД из энергоблоков № 1 и № 2 составляет 1500 – 1600 эф. суток, при этом экономия СТВС составляет от 450 до 550 шт. в зависимости от режима дожигания и содержания чётных изотопов в СТВС, используемых для подпитки. В процессе моделирования предусматривалась замена части ДПК на ДПКо и выгрузка части ДП во время ремонта 2025 года. На момент окончания моделирования оставалось 9 ДПК и 21 ДПКо (в

исходном состоянии в составе загрузки – 21 ДПК). В течение срока моделирования НФХ находятся в установленных пределах. Исключение составляет ПКР, значение которого опускается ниже предела установленного диапазона  $0,3 \beta_{эф}$  при любом из рассмотренных режимов дожигания, что свидетельствует о необходимости выгрузки дополнительного количества (около 15 - 20 шт.) ДП из активной зоны в процессе эксплуатации.

- на реакторе энергоблока № 4 Курской АЭС срок дожигания ОТВС ПИД из энергоблоков № 1 и № 2 составляет 1500 – 1600 эф. суток, при этом экономия СТВС составляет от 500 до 560 шт. в зависимости от режима дожигания и содержания чётных изотопов в СТВС, используемых для подпитки. В процессе моделирования предусматривалась выгрузка части ДП во время ремонтов 2024 и 2026 годов. На момент окончания моделирования оставалось 27 ДПко (в исходном состоянии в составе загрузки – 9 ДПК и 27 ДПко). В течение срока моделирования НФХ находятся в установленных пределах. Исключение составляют 2026 и 2027 годы, когда значение ПКР при загрузке ТВС с высоким содержанием чётных изотопов опускается несколько ниже предела установленного диапазона. Компенсировать снижение ПКР возможно выгрузкой 3 – 4 ДП;

По результатам исследований предложены корректирующие меры в процессе эксплуатации реакторов в период ДСЭ для поддержания НФХ в установленных пределах энергоблоков Курской АЭС.

С учётом рассмотренных графиков ремонтов, планов резки ГК, режимов дожигания ОТВС ПИД из энергоблоков № 1 и 2, а также используемого типа топлива подпитки ЭТВС с обогащением 2,8 %:

- на энергоблоке № 2 до момента останова для ВЭ компенсирующих мероприятий по поддержанию НФХ не требуется, кроме запланированной загрузки топлива с обогащением 2,6 %;

- на энергоблоке № 3 потребуется выгрузка 15 – 20 ДП к 2028 году;

- на энергоблоке № 4 потребуется выгрузка 3 – 4 ДП к 2028 году.

По результатам работы Заказчику передана техническая справка «Оценка изменения нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК-1000 энергоблоков № 2 - 4 Курской АЭС в условиях выполнения работ по УРХ и загрузки ТВС с повышенным содержанием чётных изотопов урана», рег. № От-Д2120-034/2022.

На этапе 7 осуществлялась подготовка сводки результатов расчетного контроля НФХ и ТП, контрольной обработки результатов измерений НФХ за 2022 г. на реакторах РБМК-1000 энергоблоков Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС.

Расчеты нейтронно-физических характеристик проводились по аттестованным расчетным кодам в неоперативном режиме (ежемесячно) и в оперативном режиме в составе Системы архивации технологических параметров РБМК.

В сводном отчете по работам 2022 г. приведены результаты независимой обработки данных измерений НФХ (парового и быстрого мощностного коэффициентов реактивности, коэффициента реактивности по температуре графита) реакторов РБМК-1000, выполненных в 2022 году. По данным расчетного контроля и измерений нарушений эксплуатационных пределов НФХ на реакторах РБМК-1000 энергоблоков Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС в 2022 году не зафиксировано. В случаях приближения отдельных НФХ к эксплуатационным пределам или выхода расчетных параметров за установленный диапазон значений были подготовлены, согласованы с АЭС и реализованы меры по их поддержанию НФХ в установленных диапазонах.

По результатам работы Заказчику передан Технический отчет «Результаты расчетного контроля и контрольной обработки измерений нейтронно-физических характеристик паспорта РУ реакторов РБМК-1000 энергоблоков Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС в 2022 году», рег. № От-Д2120-091/2022.

На этапе 8 проведены расчеты НФХ для контроля ОЗР, определение значений индивидуальных нормировочных коэффициентов расчета ОЗР для программы ПРИЗМА-М, подготовка рекомендаций по их изменению на энергоблоках № 2 - 4 Курской АЭС, № 3 - 4 Ленинградской АЭС и № 1 - 3 Смоленской АЭС.

Расчеты НФХ и ОЗР реакторов Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС проведены по аттестованным ПК SADCO, ТРОЙКА и прецизионному ПК MCU-RBMK. По результатам расчетов определены значения коэффициента  $K_{OЗР}$ , характеризующего отношение результатов оперативного расчета запаса реактивности по программе ПРИЗМА-М к результатам нейтронно-физических расчетов ОЗР.

По результатам расчетов:

- значение  $K_{OЗР}$  по состоянию на июль 2022 года для энергоблоков № 3 и № 4 Курской АЭС, энергоблоков № 1 и № 3 Смоленской АЭС находится в установленном диапазоне ( $0,95 \leq K_{OЗР} \leq 1,05$ );

- на энергоблоке № 2 Курской АЭС среднее значение  $K_{OЗР}$  составляет 0,94 и рекомендуется снижение коэффициента  $K_{норм}$  от 1,05 до 1,00.

- на энергоблоке № 3 Ленинградской АЭС среднее значение  $K_{OЗР}$  составляет 1,11;

- на энергоблоке № 4 Ленинградской АЭС среднее значение  $K_{OЗР}$  составляет 1,12.

Наблюдаемое увеличение ОЗР по программам НФР и рост значения  $K_{OЗР}$  обусловлено выгрузкой ДП и некоторым увеличением коэффициента неравномерности распределения энерговыделения в рабочем состоянии при извлеченных стрежнях СУЗ. Существует тенденция к его снижению. Рекомендуется продолжить контроль за изменением его значения и принять окончательное решение о корректировке в сентябре-октябре 2022 года.

- на энергоблоке № 2 Смоленской АЭС среднее значение  $K_{OЗР}$  составляет 1,06, рекомендуется увеличение коэффициентов  $K_{норм}$  от 0,90 до 0,95.

По результатам работ по этапу № 8 Заказчику передан протокол «Проведение расчетов НФХ для контроля ОЗР, определение значений индивидуальных нормировочных коэффициентов расчета ОЗР для программы ПРИЗМА-М, подготовка рекомендаций по их изменению на энергоблоках № 2 - 4 Курской АЭС, № 3 - 4 Ленинградской АЭС и № 1 - 3 Смоленской АЭС», рег. № От-Д2120-032/2022.

На этапе 9 осуществлялось сопровождение работ по вводу на энергоблоках № 2 - 4 Курской АЭС, № 3 - 4 Ленинградской АЭС и № 1 - 3 Смоленской АЭС индивидуальных значений нормировочных коэффициентов и подготовка отчета по результатам контроля и точности расчетов ОЗР.

Проведены расчеты нейтронно-физических характеристик и ОЗР реакторов Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС по аттестованным ПК SADCO, ТРОЙКА и прецизионному ПК MCU-RBMK за период с января по декабрь 2022 года. По результатам расчетов определены значения коэффициента  $K_{OЗР}$ , характеризующего отношение результатов оперативного расчета запаса реактивности по программе ПРИЗМА-М к результатам нейтронно-физических расчетов ОЗР.

По результатам расчетов:

- значение  $K_{OЗР}$  по состоянию на декабрь 2022 года для энергоблоков № 3 - 4 Курской АЭС, энергоблоков № 1 и № 3 Смоленской АЭС находится в установленном диапазоне ( $0,95 \leq K_{OЗР} \leq 1,05$ ). Корректировка значения  $K_{норм}$  не требуется.

- на энергоблоке № 3 Ленинградской АЭС среднее значение  $K_{OЗР}$  составляет 1,10;

- на энергоблоке № 4 Ленинградской АЭС среднее значение  $K_{OЗР}$  составляет 1,11. Наблюдаемое увеличение ОЗР по программам НФР и рост значения  $K_{OЗР}$  обусловлено выгрузкой ДП и увеличением коэффициента неравномерности распределения энерговыделения в рабочем состоянии при извлеченных стрежнях СУЗ.

Существует тенденция к его снижению. Рекомендуется продолжить контроль за изменением его значения;

- на энергоблоке № 2 Смоленской АЭС среднее значение  $K_{озр}$  составляет 1,07. Рекомендуется увеличение коэффициентов  $K_{норм}$  от 0,90 до 0,95.

Результаты проведенных расчетов подтверждают работоспособность методики корректировки констант расчета ОЗР по программе ПРИЗМА-М, устойчивость значений нормирующих коэффициентов и повышение точности оперативных расчетов ОЗР на энергоблоках Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС, оснащенных программой ПРИЗМА-М.

По результатам выполненных работ подготовлен и передан Заказчику отчет «Сопровождение работ по вводу на энергоблоках № 2 – 4 Курской АЭС, № 3 – 4 Ленинградской АЭС и № 1 – 3 Смоленской АЭС индивидуальных значений нормировочных коэффициентов и подготовка отчета по результатам контроля и точности расчетов ОЗР» рег. № От-Д2120-070/2022.

На этапе 10 выполнены работы по совершенствованию реперной расчетной модели РБМК-1000, реперным расчетам ячеек, полячек и полномасштабных загрузок РБМК для уточнения НФХ и библиотек малогрупповых нейтронно-физических констант, выполнена подготовка констант ячеек с облучательным каналом, ДП сб. 2365-06 и их ввод в состав библиотек реперных и инженерных ПК расчетов НФХ.

Перечень выполненных работ:

- проведены серийные реперные расчеты полномасштабных загрузок активных зон РБМК-1000 по ПК «MCU-RBMK». При проведении расчетов использовалась система управления результатами реперных расчетов полномасштабных загрузок РБМК-1000. По результатам расчетов эффектов и коэффициентов реактивности в рабочем, разогретом и расхожденном состояниях реактора НФХ реакторов энергоблоков Курской, Смоленской и Ленинградской АЭС находятся в установленных пределах;

- для подготовки к загрузке в реакторы РБМК-1000 новых модификаций кобальтовых ДП и перепрофилированию каналов СУЗ энергоблоков № 3 и № 4 Ленинградской АЭС для наработки медицинских изотопов база данных канала подготовки данных «КДМК» дополнена элементами ДП сб. 2365.00.000-06 и каналов СУЗ с устройством облучательным (КУО) в виде гирлянды блок-контейнеров (БК) сб.1943 и сб.1726;

- с использованием ПК «MCU-RBMK» проведены реперные расчеты типовых полячек РБМК, включающих элементы ДП сб.2365.00.000-06 и КУО сб.1943 и сб.1726. По результатам реперных расчетов библиотеки двухгрупповых нейтронно-физических констант «БМП» и «БМП-НС» для программ инженерного класса точности («ТРОЙКА» и «POLARIS») пополнены указанными элементами загрузки активных зон РБМК-1000;

- проведена верификация библиотеки констант «БМП-НС», дополненной новыми элементами конструкции активной зоны РБМК-1000 в части расчета НФХ типовых полячек РБМК. Погрешность расчета  $K_{эф}$  составляет 0,09 % (среднеквадратичное отклонение), что не превышает величину погрешности расчета  $K_{эф}$  полячек (0,14 %), обоснованную при верификации программ «БОКР», «ТРОЙКА» и «POLARIS» с библиотекой констант «БМП».

- проведены работы по уточнению расчетных моделей РУ с использованием ПК «MCU-RBMK» с каналом подготовки исходных данных «КДМК». Расчетная модель РУ РБМК-1000 расширена элементами и системами, включающими кожух реактора, схемы «Е», «ОР», «Л», «Д» и бетонную шахту. Сформированная модель пригодна для расчетов с использованием методов неаналогового моделирования без применения пользовательского регистрационного подмодуля USER.



По результатам выполненных работ подготовлен и передан Заказчику отчёт «Совершенствование реперной расчётной модели РБМК-1000. Проведение реперных расчётов ячеек, полячек и полномасштабных загрузок РБМК для уточнения НФХ и библиотек мало групповых констант. Подготовка констант ячеек с облучательным каналом, ДП сб.2365-06 и ввод в состав библиотек реперных и инженерных ПК расчётов НФХ», рег. № От-Д2120-069/2022.

На этапе 11 выполнены работы по совершенствованию и настройке расчетных моделей реперных и инженерных ПК расчетов НФХ на основе расчетных исследований и детального сопоставления результатов расчетов НФХ, пополнению матрицы верификации ПК расчетов НФХ с учетом изменения свойств ГК и перехода на топливо с повышенным содержанием четных изотопов урана.

Перечень выполненных работ:

- по результатам расчётов изменения изотопного состава уран-эрбиевого топлива в процессе его выгорания подготовлена уточнённая библиотека изотопных составов топлива ТВС 2,8 % и ТВС-ПЧИ для программы MCU-RBМК;

- проведена детальная апробация программы MCU-RBМК с уточнённой библиотекой изотопных составов на полномасштабных расчётах НФХ реакторов восьми действующих энергоблоков Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС;

- выполнена модернизация и настройка параметров мало групповых библиотек констант и расчетных моделей программ инженерного класса точности – ТРОЙКА, POLARIS, MNT-CUDA для проведения расчетов НФХ в условиях изменения свойств ГК и перехода реакторов РБМК-1000 на подпитку ТВС-ПЧИ. Модернизированные версии программы внедрены в АО «ВНИИАЭС» и будут использованы при их верификации и аттестации;

- проведена работа по пополнению матрицы верификации программ, предназначенных для расчета нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК-1000. Собранные материалы включают период эксплуатации реакторов РБМК-1000 в условиях проведения работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки и перехода на загрузку ТВС-ПЧИ.

- материалы верификации систематизированы в файловой базе данных критических состояний реакторов РБМК-1000, результатов измерений, выполненных на реакторах Курской, Смоленской и Ленинградской АЭС и реперных расчётные тестов. База данных предназначена для верификации программ ТРОЙКА, POLARIS, MNT-CUDA, расширения их области применения и аттестации.

По результатам выполненных работ подготовлена и передана Заказчику техническая справка «Совершенствование и настройка расчётных моделей реперных и инженерных ПК расчётов НФХ на основе расчётных исследований», рег. № Тс-Д2120-071/2022.

На этапе 12 осуществлялось обеспечение работы ФЭП НФР РБМК по депонированию и тестированию программных комплексов эксплуатационных НФР в процессе эксплуатации, внедрении в промышленную и опытно-промышленную эксплуатацию на Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС.

В марте 2022 г. был депонирован программный комплекс «Энергия» (версия 2.2.4) Курской АЭС с оформлением следующих документов:

- Протокол «Результаты тестовых расчетов технологических параметров и нейтронно-физических характеристик реакторов энергоблоков Курской АЭС по программам ПК «Энергия» (версия 2.2.4)». Рег. № Пр-Д2120-006/2022.

- Акт депонирования в ФЭП НФР РБМК АО «Концерн Росэнергоатом» программного комплекса «Энергия» (версия 2.2.4) Курской АЭС. Рег. № А-Д2120-004/2022.

- Экспертное заключение по результатам депонирования в ФЭП НФР РБМК АО «Концерн Росэнергоатом» программного комплекса «Энергия» (версия 2.2.4) Курской АЭС. Рег. № ЭЗ-Д2120-009/2022.

В августе 2022 г. был депонирован программный комплекс «MNT-CUDA» (версия 2.0) Курской АЭС оформлением следующих документов:

- Протокол «Проверка работоспособности и тестирование ПК «MNT-CUDA» (версия 2.0) Курской АЭС для расчета НФХ реакторов, остановленных для подготовки к выводу из эксплуатации». Рег. № Пр-Д2120-035/2022.

- Акт о депонировании в ФЭП НФР РБМК АО «Концерн Росэнергоатом» программного комплекса «MNT-CUDA» (версия 2.0) Курской АЭС. Рег. № А-Д2120-036/2022.

- Экспертное заключение по результатам депонирования и тестирования в ФЭП НФР РБМК АО «Концерн Росэнергоатом» ПК «MNT-CUDA» (версия 2.0) Курской АЭС. Рег. № ЭЗ-Д2120-037/2022.

В ноябре 2022 г. был депонирован программа «NUCMA» (версия 1.4) с оформлением следующих документов:

- Протокол «Результаты тестовых расчетов по программе NucMA (версия 1.4) содержания учитываемых изотопов ЯМ и радиационных характеристик ОЯТ в ОТВС реакторов РБМК-1000». Рег. № Пр-Д2120-052/2022.

- Акт о депонировании программы для ЭВМ NucMA версия 1.4 в ФЭП НФР Концерн Росэнергоатом». Рег. № А-Д2120-053/2022.

- Экспертное заключение по результатам депонирования в ФЭП НФР РБМК АО «Концерн Росэнергоатом» программы NucMA (версия 1.4). Рег. № ЭЗ-Д2120-054/2022.

В декабре 2022 г. была депонирована программа «ПРИЗМА-М» (версия 2.0) с оформлением следующих документов:

- Протокол «Проверка работоспособности и тестирование программы для ЭВМ «ПРИЗМА-М» версия 2.0 (сборка 2.0.0.19) депонируемой Курской АЭС в ФЭП НФР РБМК АО «Концерн Росэнергоатом». Рег. № Пр-Д2120-077/2022.

- Акт о депонировании в ФЭП НФР РБМК АО «Концерн Росэнергоатом» программы для ЭВМ «ПРИЗМА-М» версия 2.0 Курской АЭС. Рег. № Пр-Д2120-078/2022.

- Экспертное заключение по результатам депонирования и тестирования в ФЭП НФР РБМК АО «Концерн Росэнергоатом» программы для ЭВМ «ПРИЗМА-М» версия 2.0 Курской АЭС. Рег. № Пр-Д2120-079/2022.

Все депонированные программы рекомендованы к внедрению в эксплуатацию.

На этапе 13 выполнены работы по сопровождению эксплуатации и расширению функций сетевого варианта системы технологических параметров РБМК-1000 (САТП).

В состав САТП внедрено следующее модернизированное ПО:

- ПО сайта системы, адаптированное для работы под операционной системой Astra Linux;

- ПО заполнения КЭШ;

- модуль ПРИЗМА-М-Аналог;

- в БД САТП обновлены файлы содержащие координаты и типы отремонтированных графитовых колонн;

После тестирования на полигоне САТП и подтверждения работоспособности модернизированное ПО внедрено в эксплуатацию на серверах САТП в АО «ВНИИАЭС».

## **УСЛУГИ ПО ОСУЩЕСТВЛЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ АКТИВНЫХ ЗОН ДЕЙСТВУЮЩИХ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ: ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И ОЦЕНКА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ЭНЕРГОБЛОКОВ КУРСКОЙ, ЛЕНИНГРАДСКОЙ И СМОЛЕНСКОЙ АЭС В УСЛОВИЯХ ФОРМОИЗМЕНЕНИЯ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ ПОСЛЕ ВЫПОЛНЕНИЯ РЕМОНТНО-ВОССТАНОВИТЕЛЬНЫХ РАБОТ**

*К.т.н. Ю.В. Шмонин, А.С. Немиров, Д.А. Лысов, А.Д. Филиппов, к.т.н.  
В.Е. Дружинин*

«Услуги по осуществлению эксплуатационных нейтронно-физических расчетов активных зон действующих атомных станций: обоснование ядерной безопасности и оценка нейтронно-физических характеристик энергоблоков Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС в условиях формоизменения графитовой кладки после выполнения ремонтно-восстановительных работ» оказываются АО «ВНИИАЭС» по следующим направлениям работ по управлению ресурсными характеристиками (УРХ) реакторов РБМК-1000:

- проведение расчетов нейтронно-физических характеристик (НФХ) для подготовки обоснований безопасности проведения работ по УРХ;
- проведение расчетов НФХ и согласование перегрузок топлива на остановленных реакторах на этапах УРХ и внутриреакторного контроля (ВРК);
- проведение расчетов НФХ для подготовки обоснований эксплуатации реакторов после выполнения работ по УРХ;
- проведение расчетов НФХ и подготовка обоснований безопасности измерений НФХ при пуске реакторов после выполнения работ по УРХ;
- подготовка программ измерений НФХ при пуске реакторов после выполнения работ по УРХ и участие в проведении и обработке результатов измерений НФХ;
- проведение расчетов НФХ для подготовки рекомендаций и согласования пусковых загрузок и порядков вывода в критическое состояние реакторов при пуске после выполнения работ по УРХ;
- анализ изменения НФХ и технологических параметров реакторов при освоении мощности после выполнения работ по УРХ.

По Курской АЭС в 2022 г. (Договор № 674-18РО) оказаны следующие услуги.

По энергоблоку № 2 Курской АЭС:

- контроль и согласование перегрузок ТК при проведении ВРК реактора энергоблока № 2 Курской АЭС. В процессе перегрузок осуществлялся расчетный контроль подкритичности, эффектов реактивности. Результаты согласования перегрузок были направлены на Курскую АЭС и в АО «НИКИЭТ».
- расчетный контроль параметров, характеризующих качество формирования пусковой загрузки активной зоны. Проведены работы по согласованию пусковой загрузки, порядков извлечения стержней СУЗ при выводе реактора в критическое состояние. Приведены расчетные оценки нейтронно-физических характеристик при работе реактора на ступенях подъема мощности после выполнения работ по ВРК ГК на энергоблоке № 2 Курской АЭС.

По результатам оказанных услуг подготовлены следующие отчетные материалы:

- Техническая справка «Сопровождение перегрузок ТК при проведении ВРХ ГК на энергоблоке № 2 Курской АЭС в 2022 году», рег. № Тс-Д2120-014/2022;
- Техническая справка «Результаты согласования пусковой загрузки, порядка вывода реактора в критическое состояние и оценка нейтронно-физических

характеристик при работе на энергетическом уровне мощности реактора РБМК-1000 энергоблока № 2 Курской АЭС после ВРК ГК в 2022 году», рег. № Тс-Д2120-015/2022.

По энергоблоку № 3 Курской АЭС:

- контроль и согласование перегрузок ТК при проведении ВРК реактора энергоблока № 3 Курской АЭС. В процессе перегрузок осуществлялся расчетный контроль подкритичности, эффектов реактивности. Результаты согласования перегрузок были направлены на Курскую АЭС и в АО «НИКИЭТ».

- расчетный контроль параметров, характеризующих качество формирования пусковой загрузки активной зоны. Проведены работы по согласованию пусковой загрузки, порядков извлечения стержней СУЗ при выводе реактора в критическое состояние. Приведены расчетные оценки нейтронно-физических характеристик при работе реактора на ступенях подъема мощности после выполнения работ по ВРК ГК на энергоблоке № 3 Курской АЭС.

По результатам оказанных услуг подготовлены следующие отчетные материалы:

- Техническая справка «Сопровождение перегрузок ТК при проведении ВРК и ВРХ ГК на энергоблоке № 3 Курской АЭС в 2022 году», рег. № ТС-Д2120-061/2022;

- Техническая справка «Результаты согласования пусковой загрузки, порядка вывода реактора в критическое состояние и оценка нейтронно-физических характеристик при работе на энергетическом уровне мощности реактора РБМК-1000 энергоблока № 3 Курской АЭС после ВРК и ВРХ ГК в 2022 году», рег. № ТС-Д2120-063/2022.

По энергоблоку № 4 Курской АЭС:

- проведены расчеты нейтронно-физических характеристик для обоснования безопасности перегрузок ТК при ВРХ ГК реактора РБМК-1000 энергоблока 4 Курской АЭС. Результаты расчетов использованы для подготовки обоснования безопасности проведения ремонтно-восстановительных работ.

- выполнены работы по контролю и согласованию перегрузок ТК при проведении ВРХ ГК. В процессе перегрузок осуществлялся расчетный контроль подкритичности, эффектов реактивности и параметров, характеризующих качество формирования пусковой загрузки активной зоны. Результаты согласований перегрузок были направлены на Курскую АЭС и в АО «НИКИЭТ».

- согласован объем измерений и разработан проект программы измерений нейтронно-физических характеристик реактора после УРХ ГК энергоблока № 4 Курской АЭС.

- проведены расчетные исследования нейтронно-физических характеристик и подготовлены материалы для обоснования безопасности проведения измерений нейтронно-физических характеристик энергоблока № 4 Курской АЭС после УРХ ГК.

- проведены расчетные исследования и подготовлены материалы для обоснования безопасности эксплуатации реактора энергоблока № 4 Курской АЭС после УРХ ГК 2022 г.

- выполнены работы по экспертизе и согласованию Рабочей программы измерений нейтронно-физических характеристик, согласованию расстановки внутриреакторных датчиков и порядка извлечения стержней СУЗ при выводе реактора в критическое состояние.

- сотрудники АО «ВНИИАЭС» приняли участие в работе комиссии АО «Концерн Росэнергоатом», обработке результатов измерений нейтронно-физических характеристик и подготовке Протокола с результатами измерений нейтронно-физических характеристик. По результатам работы подготовлен отчет.

- в соответствии с рекомендациями экспертов Ростехнадзора выполнены работы по анализу изменения нейтронно-физических характеристик и технологических параметров РУ энергоблока № 4 Курской АЭС на этапах освоения мощности.

- проведена постановка на Курской АЭС и депонирование ПК «Энергия» в ФЭП НФР РБМК. После УРХ ГК проведена проверка работы ПК «Энергия» для расчетов НФХ энергоблока № 4. Подготовлен протокол.

По результатам оказанных услуг подготовлены следующие отчетные материалы:

- Техническая справка «Проведение расчетов НФХ для обоснования безопасности перегрузок ТК при проведении ВРХ ГК на энергоблоке № 4 Курской АЭС в 2022 г.». Рег. № Тс-Д2120-046/2022;

- Техническая справка «Сопровождение перегрузок ТК при проведении ВРХ ГК на энергоблоке № 4 Курской АЭС в 2022 г.». Рег. № Тс-Д2120-043/2022;

- Отчет «Обоснование безопасности проведения измерений НФХ реактора РБМК-1000 энергоблока № 4 Курской АЭС после проведения ВРХ ГК в 2022 году». Рег. № От-Д2120-049/2022;

- «Программа измерений нейтронно-физических характеристик реактора РБМК-1000 энергоблока № 4 Курской АЭС после ВРХ в 2022 г. (ПРОЕКТ)». Рег. № Пр-Д2120-050/2022;

- Отчет «Результаты измерений нейтронно-физических характеристик реактора энергоблока № 4 Курской АЭС после ВРХ ГК в 2022 году». Рег. № От-Д2120-047/2022;

- Техническая справка «Результаты работ по устранению замечаний экспертов Ростехнадзора при подготовке обоснований безопасности, программ работ, проведении и обработке результатов измерений нейтронно-физических характеристик реактора РБМК-1000 энергоблока № 4 Курской АЭС после ВРХ ГК». Рег. № Тс-Д2120-048/2022.

- Протокол «Проверка программного комплекса «Энергия» версия 2.2.4 по функциям проведения расчетов нейтронно-физических характеристик и технологических параметров реактора РБМК-1000 энергоблока № 4 Курской АЭС после выполнения работ по УРХ ГК в 2022 году». Рег. № Пр-Д2120-051/2022.

- Депонирование в ФЭП НФР РБМК ПК «Энергия», вер 2.2.4, акт № А-Д2120-006/2022 от 24.03.2022.

- Акт приёма-передачи ПК «Энергия» для проведения расчетов нейтронно-физических характеристик и технологических параметров реакторов энергоблоков № 1 - 4 Курской АЭС» (утв. ГИ Курской АЭС 16.12.2021).

По Ленинградской АЭС в 2022 г. (Договор № 34-18РО от 04.03.2019) оказаны следующие услуги.

По энергоблоку № 4 Ленинградской АЭС:

- контроль и согласованию перегрузок ТК при проведении ВРК и ВРХ ГК реактора энергоблока № 4 Ленинградской АЭС. В процессе перегрузок осуществлялся расчетный контроль подкритичности, эффектов реактивности. Результаты согласования перегрузок были направлены на Ленинградскую АЭС и в АО «НИКИЭТ».

- расчётный контроль параметров, характеризующих качество формирования пусковой загрузки активной зоны. Проведены работы по согласованию пусковой загрузки, порядков извлечения стержней СУЗ при выводе реактора в критическое состояние. Приведены расчётные оценки нейтронно-физических характеристик при работе реактора на ступенях подъема мощности после выполнения работ по ВРК и ВРХ ГК на энергоблоке № 4 Ленинградской АЭС.

По результатам оказанных услуг подготовлены следующие отчетные материалы:

- Техническая справка «Сопровождение перегрузок ТК при проведении ВРК и ВРХ ГК на энергоблоке № 4 Ленинградской АЭС в 2022 году», рег. № Тс-Д2120-020/2022;

- Техническая справка «Результаты согласования пусковой загрузки, порядка вывода реактора в критическое состояние и оценка нейтронно-физических характеристик при работе на энергетическом уровне мощности реактора РБМК-1000 энергоблока № 4 Ленинградской АЭС после ВРК ГК в 2022 году», рег. № Тс-Д2120-022/2022.

Кроме этого АО «ВНИИАЭС участвовал в подготовке следующих документов:

- «Обоснование безопасности проведения измерений нейтронно-физических характеристик на реакторе энергоблока № 4 Ленинградской АЭС после ВРХ в 2022 г.». Инв. № 211.1738 От.

- Программа измерений нейтронно-физических характеристик реактора энергоблока № 4 Ленинградской АЭС после ВРХ в 2022 г. Программа 211.135 ПМ.

- Протокол результатов измерений и расчетов нейтронно-физических характеристик реактора энергоблока № 4 Ленинградской АЭС после выполнения работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки в 2022 г. Протокол №103/22-ОЯБиН от 04.07.2022, г. Сосновый Бор, Ленинградская область.

По энергоблоку № 3 Ленинградской АЭС:

- контроль и согласованию перегрузок ТК при проведении ВРК реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС. В процессе перегрузок осуществлялся расчетный контроль подкритичности, эффектов реактивности. Результаты согласования перегрузок были направлены на Ленинградскую АЭС и в АО «НИКИЭТ».

- расчётный контроль параметров, характеризующих качество формирования пусковой загрузки активной зоны. Проведены работы по согласованию пусковой загрузки, порядков извлечения стержней СУЗ при выводе реактора в критическое состояние. Приведены расчётные оценки нейтронно-физических характеристик при работе реактора на ступенях подъема мощности после выполнения работ по ВРК ГК на энергоблоке № 3 Ленинградской АЭС.

По результатам оказанных услуг подготовлены следующие отчетные материалы:

- Техническая справка «Сопровождение перегрузок ТК при проведении ВРК и ВРХ ГК на энергоблоке № 3 Ленинградской АЭС в 2022 году», рег. № ТС-Д2120-062/2022;

- Техническая справка «Результаты согласования пусковой загрузки, порядка вывода реактора в критическое состояние и оценка нейтронно-физических характеристик при работе на энергетическом уровне мощности реактора РБМК-1000 энергоблока № 3 Ленинградской АЭС после ВРК и ВРХ ГК в 2022 году», рег. № ТС-Д2120-064/2022.

Перечисленные документы переданы Заказчику на бумажном и цифровом носителях.

По Смоленской АЭС в 2021 г. (Договор № 235РО-19 от 04.03.2019) оказаны следующие услуги.

По энергоблоку № 1 Смоленской АЭС:

- контроль и согласованию перегрузок ТК при проведении ВРК реактора энергоблока № 1 Смоленской АЭС. В процессе перегрузок осуществлялся расчетный контроль подкритичности, эффектов реактивности. Результаты согласования перегрузок были направлены на Смоленскую АЭС и в АО «НИКИЭТ».

- расчётный контроль параметров, характеризующих качество формирования пусковой загрузки активной зоны. Проведены работы по согласованию пусковой загрузки, порядков извлечения стержней СУЗ при выводе реактора в критическое состояние. Приведены расчётные оценки нейтронно-физических характеристик при работе реактора на ступенях подъема мощности после выполнения работ по ВРК ГК на энергоблоке № 1 Смоленской АЭС.

По результатам оказанных услуг подготовлены следующие отчетные материалы:

- Техническая справка «Сопровождение перегрузок ТК при проведении ВРК и ВРХ ГК на энергоблоке № 1 Смоленской АЭС в 2022 году», рег. № ТС-Д2120-056/2022;

- Техническая справка «Результаты согласования пусковой загрузки, порядка вывода реактора в критическое состояние и оценка нейтронно-физических характеристик при работе на энергетическом уровне мощности реактора РБМК-1000

энергоблока № 1 Смоленской АЭС после ВРК и ВРХ ГК в 2022 году», рег. № ТС-Д2120-055/2022.

По энергоблоку № 2 Смоленской АЭС:

- контроль и согласованию перегрузок ТК при проведении ВРК реактора энергоблока № 2 Смоленской АЭС. В процессе перегрузок осуществлялся расчетный контроль подкритичности, эффектов реактивности. Результаты согласования перегрузок были направлены на Смоленскую АЭС и в АО «НИКИЭТ».

- расчётный контроль параметров, характеризующих качество формирования пусковой загрузки активной зоны. Проведены работы по согласованию пусковой загрузки, порядков извлечения стержней СУЗ при выводе реактора в критическое состояние. Приведены расчётные оценки нейтронно-физических характеристик при работе реактора на ступенях подъема мощности после выполнения работ по ВРК ГК на энергоблоке № 2 Смоленской АЭС.

По результатам оказанных услуг подготовлены следующие отчетные материалы:

- Техническая справка «Сопровождение перегрузок ТК при проведении ВРК и ВРХ ГК на энергоблоке № 2 Смоленской АЭС в 2022 году», рег. № ТС-Д2120-029/2022;

- Техническая справка «Результаты согласования пусковой загрузки, порядка вывода реактора в критическое состояние и оценка нейтронно-физических характеристик при работе на энергетическом уровне мощности реактора РБМК-1000 энергоблока № 2 Смоленской АЭС после ВРК и ВРХ ГК в 2022 году», рег. № ТС-Д2120-031/2022.

**УСЛУГИ ПО НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ПОДДЕРЖКЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ: «ОКАЗАНИЕ УСЛУГ АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» ПО РЕАЛИЗАЦИИ ИМ ФУНКЦИЙ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ В ЧАСТИ ПРОИЗВОДСТВЕННОЙ, ТЕХНИЧЕСКОЙ И ОРГАНИЗАЦИОННОЙ (ИСПОЛНИТЕЛЬСКОЙ) ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ В 2021-2023 ГГ.**

*К.т.н. Ю.В. Шмонин, А.С. Немиров, Д.А. Лысов, И.Ф. Мусеев,  
к.т.н. В.Е. Дружинин, Р.В. Плеханов*

Этап 5. Оказание услуг АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации им функций эксплуатирующей организации в части производственной, технической и организационной (исполнительской) деятельности по обеспечению эксплуатации атомных станций в первом квартале 2022 года в объеме пп. 2.2- 2.7, п.5.8 Программы услуг.

Согласно техническому заданию к договору в первом квартале 2022 года были оказаны следующие услуги:

- по запросу Ленинградской АЭС от 18.02.2022 №9/Ф00905/25882 оказаны услуги по обработке результатов измерений и расчётов индивидуальных градуировочных коэффициентов и дисперсий калибровки ВРДР и ВРДВ(э) первого и второго комплектов КСКУЗ энергоблока № 3 Ленинградской АЭС. По результатам работ подготовлен Протокол «Обработка результатов измерений радиального распределения энерговыделения в активной зоне реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС на номинальном уровне мощности в январе 2022 г. Расчет градуировочных коэффициентов ВРДР». Рег. № Пр-Д2120-005/2022. Документы по результатам обработки направлены на Ленинградскую АЭС;

- по запросу Курской АЭС (от 06.12.2021 №9/Ф06/193333) рассмотрено и согласовано изменение № 1 Регламента Р-04-ОЯБиН ЯЭУ «Эксплуатационные нейтронно-физические расчёты, используемые на Курской АЭС» (2020-2023 г.г.), рег. № 442-ОЯБиН ЯЭУ-2020;

- специалисты АО «ВНИИАЭС» приняли участие в работах по взаимодействию с экспертами ФГУ НТЦ ЯРБ по обоснованию безопасности загрузки топлива обогащения 2.6% с содержанием эрбия 0,41 % в реакторе энергоблока № 2 Курской АЭС с целью повышения парового эффекта реактивности при проведении работ по УРХ графитовой кладки активной зоны реактора;

- по запросу Ленинградской АЭС от 21.10.2021 №9/Ф09/168778 продлен срок действия: «Рабочей программы ядерно-опасных работ по переводу реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС на полномасштабную загрузку ТВС с уран-эрбиевым топливом с повышенным содержанием четных изотопов урана», инв. № 2Пр-5516-19 и «Рабочей программы ядерно-опасных работ по переводу реактора энергоблока № 4 Ленинградской АЭС на полномасштабную загрузку ТВС с уран-эрбиевым топливом с повышенным содержанием четных изотопов урана», инв. № 2Пр-5495-18, введенных в действие распоряжением от 02.03.2020/№9.Ф09/441-Р (Дата введения 02.03.2020, срок пересмотра 20.12.2021);

- по запросу Курской АЭС от 08.12.2021 №9/Ф06/2 рассмотрен и согласован проект рабочей программы «Управление ресурсными характеристиками элементов реакторной установки. Энергоблоки № 3,4» 2 РП-30-ОЯБиН ЯЭУ

- по запросу Ленинградской АЭС от 03.08.2022 №9/Ф09/16958 рассмотрена загрузка активной зоны энергоблока № 4 после загрузки в реактор очередных 50 ОТВС, выгруженных из реактора энергоблока № 1, проведены расчеты нейтронно-



физических характеристик реактора, результаты расчетов направлены на Ленинградскую АЭС;

- сотрудники ОА «ВНИИАЭС» приняли участие в подготовке и работе совещания заместителей главных инженеров по безопасности и надежности и начальников ОЯБиН АЭС с канальными реакторами с участием представителей сторонних организаций. По результатам совещания оформлен Протокол от 30.12.2021 № 9/020101/1021-Пр;

- сотрудники АО «ВНИИАЭС» приняли участие в регулярных оперативных совещаниях по вопросам организации и обеспечению выполнения мероприятий по управлению ресурсными характеристиками энергоблоков АЭС с реакторными установками РБМК-1000.

- в рамках оказания услуг по согласованию перегрузок ТК и ДП в период ремонтов энергоблоков АЭС с РБМК-1000 проведены расчеты НФХ и согласованы:

- перегрузки ТК с ДП реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС (запросы Ленинградской АЭС № 9/Ф09/975 от 11.01.2022 и № 9/Ф09/11777 от 27.01.2022);

- перегрузки ТК с ДП реактора энергоблока № 4 Ленинградской АЭС (запрос Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/11773 от 27.01.2022);

- перегрузки ТК реактора энергоблока № 3 Смоленской АЭС (запросы Смоленской АЭС № 9/Ф08/24234 от 16.02.2022 и № 9/Ф08/36284 от 11.03.2022);

- перегрузки ТК реактора энергоблока № 1 Курской АЭС (запрос Курской АЭС № 9/Ф06/35853 от 10.03.2022);

- в рамках оказания услуг были проведены следующие работы по расчету НФХ и согласованы:

- загрузка активной зоны и последовательность извлечения стержней СУЗ для вывода реактора энергоблока № 1 Смоленской АЭС в критическое состояние на МКУ после ремонта с сокращенным сроком стоянки (запрос Смоленской АЭС: 24-11/6183 от 06.01.2022);

- по запросу АО «НИКИЭТ» № 211-01/1683 от 14.02.2022 рассмотрены и согласованы «Программа полной выгрузки ядерного топлива из активной зоны реактора энергоблока № 1 Курской АЭС. Этап 1» 211.134 ПМ и «Обоснование ядерной безопасности на первом этапе полной выгрузки ТВС из активной зоны реактора РБМК-1000 энергоблока № 1 Курской АЭС в БВ под контролем КСКУЗ действующей конфигурации» Инв. № 211.1725 От;

- по запросу Ленинградской АЭС (от 01.02.2022 № 9/Ф0905/14623) для энергоблока № 2, остановленного для подготовки к выводу из эксплуатации, в соответствии с «Рабочей программой ядерно-опасных работ по полной выгрузке ядерного топлива из активной зоны реактора» № Пр-9632-19, проведены расчеты НФХ реактора энергоблока № 2 после выгрузки первой партии ОТВС этапа 2 (300 штук) и согласована загрузка активной зоны реактора.

- по запросу Смоленской АЭС от 18.02.2022 №9/Ф06/26012 выполнены работы по доработке комплекса программ верхнего уровня ИИС «Скала-микро» энергоблоков Смоленской АЭС;

- по запросу ОЯБиН Курской и Смоленской АЭС проведена модернизация ПК ТРОЙКА и POLARIS, используемых для расчетов НФХ реакторов РБМК-1000:

- изменен формат ввода исходной информации и выдачи расчетной информации;

- выполнена доработка ПК POLARIS для расчета НФХ реактора РБМК-1000 в критическом состоянии с максимальным запасом реактивности и в критическом состоянии расхожденного разотравленного реактора с использованием последовательности извлечения стержней СУЗ, подготовленной по ПК ТРОЙКА;

- исправлены замечания по результатам расчета НФХ в режиме Авто-Паспорт для Курской АЭС;
- проведен сравнительный анализ НФХ по различным расчетным кодам. Объяснены расхождения в расчетных параметрах;
- оказаны услуги по сопровождению эксплуатации информационной системы внутрореакторного контроля реакторов РБМК-1000 (ИС ВРК):
- выполнен ввод данных в БД ИС ВРК результатов ВРК на энергоблоке э/б № 3 Смоленской АЭС в феврале 2022 г.;
- подготовлен и передан заказчику Аналитический отчет «Анализ состояния графитовой кладки энергоблока № 3 Смоленской АЭС с учетом измерений 2022 г, рег. № От-Д2120-007/2022.
- проведена актуализация библиотек, входящих в состав ПК MNT-CUDA (обновлены картограммы распилов графитовой кладки);
- по ПК MNT-CUDA (версия 1.0) проведены регулярные поверочные расчеты НФХ всех действующих энергоблоков с РБМК-1000 с целью периодического тестирования, анализа их текущего состояния, пополнения верификационных матриц;
- проведены работы по расширению перечня НФХ, рассчитываемых в рамках ежемесячных расчетов паспорта РУ и по переходу в рамках ежемесячных расчетов на новый модуль коррекции энерговыработок, по показаниям ВРДР и ВРДВ;
- проведена модернизация внутренних модулей и интерфейсов ПК MNT-CUDA для последующего перевода на ОС Astra Linux.

Этап 6. Оказание услуг АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации им функций эксплуатирующей организации в части производственной, технической и организационной (исполнительской) деятельности по обеспечению эксплуатации атомных станций во втором квартале 2022 года в объеме пп. 2.2- 2.7, п.5.8 Программы услуг.

Согласно техническому заданию к договору во втором квартале 2022 года были оказаны услуги:

- совместно с АО «НИКИЭТ» подготовлен Отчет «Обоснование безопасности проведения измерений нейтронно-физических характеристик на реакторе энергоблока № 4 Ленинградской АЭС после ВРХ в 2022 г.», Инв.№ 211.1738 От, 24.05.2022;
- совместно с АО «НИКИЭТ» подготовлена «Программа измерений нейтронно-физических характеристик реактора энергоблока № 4 Ленинградской АЭС после ВРХ в 2022 г.», 211.135 ПМ 211-01/6689 от 23.05.2022;
- проведены расчеты, подготовлен и согласован Отчет «Обоснование безопасности эксплуатации энергоблока № 4 Ленинградской АЭС после выполнения локального ВРХ В 2022 г.» РБМК-От-4273 520.064 От, 25.05.2022;
- по запросу Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/69463 от 05.05.2022 для обоснования величины подкритичности реактора энергоблока № 4 при проведении ядерно-опасных работ в период ремонта проведены расчеты НФХ остановленного реактора, подтверждающие выполнение требования НП-082-07 и Технологического регламента по эксплуатации при проведении ЯОР. Результаты расчетов направлены на Ленинградскую АЭС;
- по запросу Ленинградской АЭС № 9/Ф090501/73318 от 13.05.2022 рассмотрена и согласована «Рабочая программа ядерно опасных работ по измерениям НФХ реактора энергоблока № 4 Ленинградской АЭС после выполнения работ по УРХ в 2022 году»;
- сотрудники АО «ВНИИАЭС» участвовали в работе совещаний 01.06.2022 и 08.06.2022 по обсуждению мероприятий по обеспечению работоспособности КСКУЗ энергоблока № 3 Смоленской АЭС в связи с установкой охлаждаемого варианта в ячейке 42-37 и изменением места установки ВРД(р);

- проведена проверка работоспособности программ ПРИЗМА-М-Аналог и POLARIS при изменении расположения ВРД(р);

- по запросу Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/57394 от 13.04.2022 рассмотрена загрузка активной зоны энергоблока № 3 после загрузки в реактор очередных 50 ОТВС, выгруженных из реактора энергоблоков № 1 и 2 для дожигания, проведены расчеты нейтронно-физических характеристик реактора энергоблока № 3, результаты расчетов направлены на Ленинградскую АЭС;

- по запросу Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/63310 от 21.04.2022 рассмотрена загрузка активной зоны энергоблока № 4 после загрузки в реактор очередных 50 ОТВС, выгруженных из реактора энергоблока № 1, проведены расчеты нейтронно-физических характеристик реактора, результаты расчетов направлены на Ленинградскую АЭС;

- по запросу Ленинградской АЭС № 9 /Ф0905/78894 от 23.05.2022 для обеспечения работ по УРХ на энергоблоке № 4 в соответствии с требованиями 520.057 От «Обоснование безопасности при проведении локального ВРХ реакторной установки энергоблока № 4 Ленинградской АЭС в 2022 году» проведены расчеты нейтронно-физических характеристик реактора. Результаты расчетов направлены на Ленинградскую АЭС;

- по запросу Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/77786 от 18.05.2022 согласована выгрузка ТВС первой партии этапа 2 в соответствии с «Рабочей программой ядерно опасных работ по полной выгрузке ядерного топлива из активной зоны реактора энергоблока № 2 Ленинградской АЭС. Этап 2»;

- по запросу Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/87745 от 02.06.2022 согласована выгрузка ТВС второй партии этапа 2 в соответствии с «Рабочей программой ядерно опасных работ по полной выгрузке ядерного топлива из активной зоны реактора энергоблока № 2 Ленинградской АЭС. Этап 2»;

- по запросу Ленинградской АЭС №9/Ф0905/84601 от 01.06.2022 проведены расчеты нейтронно-физических характеристик реактора энергоблока № 4 и согласована пусковая загрузка активной зоны после выполнения работ по УРХ в 2022 году;

- сотрудники АО «ВНИИАЭС» приняли участие в оперативных регулярных совещаниях-видеоконференциях (раз в две недели) по вопросам организации и обеспечению выполнения мероприятий по управлению ресурсными характеристиками энергоблоков АЭС с реакторными установками РБМК-1000;

- согласованы перегрузки ТК реактора энергоблока № 1 Курской АЭС (запрос Курской АЭС: № 9/Ф06/44122 от 25.03.2022);

- в ПК Энергия, предназначенном для проведения неоперативных эксплуатационных расчетов реакторов РБМК-1000 энергоблоков Ленинградской АЭС, осуществлен переход на программу ПРИЗМА-М-Аналог (версия 2.0) и унифицированную библиотеку констант программы ПРИЗМА-М (версия 2.0).

- по запросу Курской АЭС в мае 2022 года проведены работы по адаптации ПК Энергия для проведения расчетов нейтронно-физических характеристик и технологических параметров реактора энергоблока № 3 с учетом загрузки ДП сб.2365-05.

- оказаны услуги по сопровождению эксплуатации информационной системы внутриреакторного контроля реакторов РБМК-1000 (ИС ВРК);

- выполнен ввод данных в БД ИС ВРК результатов ВРК на энергоблоке № 2 Курской АЭС в апреле 2022 г. и энергоблоке № 4 Ленинградской АЭС в мае 2022 г.;

- подготовлен и передан заказчику Аналитический отчет «Анализ состояния графитовой кладки энергоблока № 2 Курской АЭС с учетом измерений 2022 г.», рег. № От-Д2120-011/2022;

- проведена актуализация библиотек, входящих в состав ПК MNT-CUDA (обновлены картограммы распилов графитовой кладки);

- по ПК MNT-CUDA (версия 1.0) проведены регулярные поверочные расчеты НФХ всех действующих энергоблоков с РБМК-1000 с целью периодического тестирования, анализа их текущего состояния, пополнения верификационных матриц;

- проведены работы по расширению перечня НФХ, рассчитываемых по ПК MNT-CUDA в рамках ежемесячных расчетов паспорта РУ и по переходу в рамках ежемесячных расчетов на новый модуль коррекции энерговыработок, по показаниям ВРДР и ВРДВ;

- проведена модернизация внутренних модулей и интерфейсов ПК MNT-CUDA для последующего перевода на ОС Astra Linux;

- усовершенствована прецизионная расчетная модель реактора РБМК-1000, используемая при проведении расчетов по программе MCU-RBMK для контроля нейтронно-физических характеристик реакторов и обоснования ядерной безопасности. Проведена модернизация модели для выполнения оценок функционалов элементов и систем АЭС за пределами активной зоны;

- в сетевом многопоточном режиме по программе MCU-RBMK выполнен комплекс расчетов типовых полячек с ТВС-ПЧИ для уточнения зависимости нейтронно-физических констант многопараметрической библиотеки БМП для ТВС-ПЧИ в зависимости от плотности графита, диаметров ТК и жесткости спектра нейтронов.

Этап 7. Оказание услуг АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации им функций эксплуатирующей организации в части производственной, технической и организационной (исполнительской) деятельности по обеспечению эксплуатации атомных станций в третьем квартале 2022 года в объеме пп. 2.2- 2.7, п.5.8 Программы услуг.

Согласно техническому заданию к договору в третьем квартале 2022 года были оказаны услуги:

- совместно с АО «НИКИЭТ» подготовлен Отчет «Обоснование безопасности проведения измерений нейтронно-физических характеристик реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС после ВРХ в 2022 г.», РБМК-От-4856 211.1742;

- по запросу АО «НИКИЭТ» №211 -01/10055 от 19.07.2022 АО «ВНИИАЭС» рассмотрел и согласовал «Программу измерений нейтронно-физических характеристик реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС после ВРХ в 2022 г.», Программа 211.138;

- по запросу Ленинградской АЭС рассмотрены и согласованы «Рабочая программа ядерно опасных работ по измерениям НФХ реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС после выполнения работ по УРХ в 2022 году» архив ПТО инв. № 2Пр-6013-22 и «Рабочая программа ядерно опасных работ. Вывод реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС в критическое состояние», архив ПТО инв. № 2Пр-5660-20;

- по запросу АО «НИКИЭТ» рассмотрен и согласован Отчет «Обоснование безопасности эксплуатации энергоблока № 3 Ленинградской АЭС после выполнения локального ремонта в 2022 году, РБМК-От-520.074 От;

- в соответствии с Указанием АО «Концерн Росэнергоатом» от 04.08.2022 №9/0201/246-Ух сотрудники АО «ВНИИАЭС» приняли участие в работе комиссии по проведению измерений нейтронно-физических характеристик реактора на энергоблоке № 3 Ленинградской АЭС после выполнения работ по ВРХ ГК в 2022 г.;

- участие в подготовке Акта № 125/22-ОЯБиН от 16.08.2022 «о выполнении измерений и расчетов НФХ реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС в период ТР 2022 г. в соответствии с требованиями ТР 2022, Правил ядерной безопасности РУ АС НП-082-07, Комплексной методики»;

- по запросу Ленинградской АЭС № 9 /Ф090501/123356 от 05.08.2022 рассмотрен и согласован «Рабочий отчет по результатам выполнения работ по управлению ресурсными характеристиками элементов реакторной установки

энергблока № 3 Ленинградской АЭС в ТР-2022 года» и «Рабочий отчет по результатам выполнения работ по восстановлению зазора между металлоконструкциями схемы «КЖ» и периферийными графитовыми колоннами реакторной установки энергблока № 3 Ленинградской АЭС в ТР-2022 года»;

- по запросу Курской АЭС рассмотрена и согласована рабочая программа «Измерения нейтронно-физических характеристик реактора энергблока № 4 Курской АЭС после выполнения работ по УРХ в 2022 г.» (ядерно опасная работа)», 2 РП-53-ОЯБиН ЯЭУ;

- по запросу Курской АЭС от 25.07.2022 № 9/Ф06/116320 рассмотрена и согласована рабочая программа «Управление ресурсными характеристиками (УРХ) элементов реакторной установки энергблока № 2 Курской АЭС после выполнения работ по УРХ (ядерно опасная работа)», 1 РП-52-ОЯБиН ЯЭУ;

- по запросу АО «Концерн Росэнергоатом» 9/0201/109610 от 13.07.2022 о разработке нового вида топлива для РУ РБМК-1000 выполнена оценка необходимости разработки и применения вышеуказанного вида топлива, а также определил степень участия в данных работах;

- по запросу АО «НИКИЭТ» №126 -01/12004 от 24.08.2022 рассмотрен и представлены замечания к проекту «Решения об изготовлении и эксплуатации опытных партий ТВС с уран-эрбиевым топливом с пониженным содержанием эрбия» 126.074 ТР и план-график работ по реализации данного Решения;

- по запросу Курской АЭС рассмотрены и согласованы проекты рабочих программ 2РП-123-ОЯБиН ЯЭУ «Эксплуатация ограниченной партии ТВС РБМК-1000 исполнений 865.00.000-16, -17, -24 и -25 с увеличенным назначенным сроком службы до 13 лет на энергблоке № 3 Курской АЭС (ядерно опасная работа)» и 2РП-124-ОЯБиН ЯЭУ «Эксплуатация ограниченной партии ТВС РБМК-1000 исполнений 865.00.000-16, -17, -24 и -25 с увеличенным назначенным сроком службы до 13 лет на энергблоке № 4 Курской АЭС (ядерно опасная работа)»;

- по запросу Курской АЭС рассмотрены и согласованы проекты рабочих программ 2РП-125-ОЯБиН ЯЭУ «Загрузка облученных ТВС, выгруженных из реактора энергблока № 1 Курской АЭС, в реактор энергблока № 3 Курской АЭС (ядерно опасная работа)» и 2РП-126-ОЯБиН ЯЭУ «Загрузка облученных ТВС, выгруженных из реактора энергблока № 1 Курской АЭС, в реактор энергблока № 4 Курской АЭС (ядерно опасная работа)».

- по запросу Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/103056 от 01.07.2022 рассмотрена загрузка активной зоны энергблока № 3, заглушенного 28.06.2022. Проведены расчеты нейтронно-физических характеристик. Расчётное обоснование величины подкритичности реактора энергблока № 3 направлено на Ленинградскую АЭС;

- по запросу Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/104163 от 05.07.2022 выполнен расчет величины коэффициента реактивности по температуре графита и эффективности АЗ, БСМ и суммарной эффективности СУЗ с использованием прецизионных кодов из-за наличия признаков обрыва центрального стержня ОТВС в ТК 43-22 энергблока № 3, заглушенного 28.06.2022. Результаты расчетов переданы на Ленинградскую АЭС и подготовлен Акт с результатами расчетов НФХ по прецизионным программам;

- по запросу Ленинградской АЭС (09.08.2022 №9/Ф09/125416) АО «ВНИИАЭС» выполнил расчеты и согласовал координаты установки подвесок ПИК системы контроля пуска и подкритичности (СКП-К) «Кентавр» после проведения работ по УРХ на энергблоке № 2;

- сотрудники АО «ВНИИАЭС» приняли участие в оперативных регулярных совещаниях-видеоконференциях (раз в две недели) по вопросам организации и обеспечению выполнения мероприятий по управлению ресурсными характеристиками энергблоков АЭС с реакторными установками РБМК-1000.

- по запросу Курской АЭС от 06.07.2022 №9/Ф06/105344 рассмотрена загрузка активной зоны энергоблока № 3 и по ПК ТРОЙКА и POLARIS выполнен расчет и согласован порядок извлечения стержней СУЗ для вывода реактора в критическое состояние на МКУ в диапазоне температур воды в КМПЦ и графита 120-280°C после внепланового останова с учетом неравновесного отравления ксеноном на срок стоянки 27 - 48 часов. Результаты расчетов и согласование вывода реактора в критическое состояние в оперативном порядке переданы на Курскую АЭС;

- по запросу Курской АЭС от 05.08.2022 №9/Ф06/123506 рассмотрена загрузка активной зоны энергоблока № 2 и по ПК ТРОЙКА и POLARIS выполнен расчет и согласован порядок извлечения стержней СУЗ для вывода реактора в критическое состояние на МКУ в диапазоне температур воды в КМПЦ и графита 120-250°C после внепланового останова с учетом неравновесного отравления ксеноном на срок стоянки 27 - 48 часов. Результаты расчетов и согласование вывода реактора в критическое состояние в оперативном порядке переданы на Курскую АЭС;

- по запросу Ленинградской АЭС №9/Ф0905/104163 от 23.06.2022 согласована выгрузка ОТВС из ТК 55-15 активной зоны реактора энергоблока № 2 после завершения выгрузки шестой партии ОТВС второго этапа по отдельной программе ядерно опасных работ.

- по запросу Ленинградской АЭС №9/Ф090501/116928 от 26.07.2022 в соответствии с п.10. Решения от 11.01.2021 № Р 1.2.2.06.001.003-2021 «О перепрофилировании каналов СУЗ в реакторах РБМК-1000 3 и 4 энергоблоков Ленинградской АЭС» проведена корректировка ПК Энергия.

- оказаны услуги по сопровождению эксплуатации информационной системы внутриреакторного контроля реакторов РБМК-1000 (ИС ВРК);

- выполнен ввод данных в БД ИС ВРК:

- результатов ВРК на энергоблоке э/б № 4 Курской АЭС в 2022 г.;

- результатов ВРК на энергоблоке э/б № 3 Ленинградской АЭС в 2022 г.;

- результатов ВРК на энергоблоке э/б № 4 Ленинградской АЭС в 2022 г.;

- результатов ВРК на энергоблоке э/б № 2 Смоленской АЭС в 2022 г.;

- подготовлены и переданы заказчику Аналитические отчёты:

- Анализ состояния графитовой кладки энергоблока № 4 Курской АЭС с учетом измерений 2022 г, рег. № От-Д2120-039/2022;

- Анализ состояния графитовой кладки энергоблока № 3 Ленинградской АЭС с учетом измерений 2022 г., рег. № От-Д2120-040/2022;

- Анализ состояния графитовой кладки энергоблока № 4 Ленинградской АЭС с учетом измерений 2022 г., рег. № От-Д2120-042/2022;

- Анализ состояния графитовой кладки энергоблока № 2 Смоленской АЭС с учетом измерений 2022 г., рег. № От-Д2120-041/2022.

- по ПК MNT-CUDA (версия 1.0 и 2.0) проведены регулярные поверочные расчеты НФХ всех действующих энергоблоков с РБМК-1000 с целью периодического тестирования, анализа их текущего состояния, контроля НФХ РУ с РБМК-1000;

- проведена замена ряда служебных библиотек ПК MNT-CUDA (версия 2.0) на кроссплатформенные аналоги, совместимые с ОС Astra Linux;

- реализована процедура автоматического обновления библиотек, входящих в ПК MNT-CUDA (версия 2.0) на рабочих станциях по внутренней технологической сети Департамента 2120 АО «ВНИИАЭС»;

- проведена актуализация библиотек, входящих в состав ПК MNT-CUDA (обновлены картограммы распилов графитовой кладки);

- проведен ряд улучшений ядра ПК MNT-CUDA (версия 2.0) в части диагностики и информирования пользователя об ошибках в исходных данных;

- в сетевом многопоточном режиме по программе MCU-RBMK выполнен комплекс расчётов типовых полячек для уточнения зависимости нейтронно-

физических констант многопараметрической библиотеки БМП от содержания 236U в ТВС-ПЧИ;

- усовершенствована прецизионная расчётная модель реактора РБМК-1000, используемая при проведении расчётов по программе MCU-RBMK – номенклатура прототипов каналов пополнена конструкцией кобальтового ДП нового типа сб. 2365-06.

Этап 8. Оказание услуг АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации им функций эксплуатирующей организации в части производственной, технической и организационной (исполнительской) деятельности по обеспечению эксплуатации атомных станций в четвертом квартале 2022 года в объеме пп. 2.2 - 2.7, п.5.8 Программы услуг.

Согласно техническому заданию к договору в четвертом квартале 2022 года были оказаны услуги:

- по запросу Курской АЭС от 08.11.2022 № 9/Ф060501020 согласовано извещение об изменении № 2 в регламент Р-04-ОЯБиН «Эксплуатационные нейтронно-физические расчеты, используемые на Курской АЭС», рег. №442-ОЯБиН ЯЭУ-2020;

- по запросу Ленинградской АЭС от 07.12.2022 № 9/Ф090501001 согласован Регламент эксплуатационных нейтронно-физических расчетов реакторов энергоблоков №№ 2-4 Ленинградской АЭС;

- по запросу Смоленской АЭС № 9 /Ф08/148919 от 20.09.2022 рассмотрена и согласована рабочая программа «Восстановление величины зазора между графитовой кладкой и схемой КЖ (ГК-КЖ) на энергоблоке № 1 Смоленской АЭС», ПР-107-РЦ;

- по запросу Курской АЭС рассмотрена и согласована рабочая программа «Измерения нейтронно-физических характеристик реактора РБМК-1000 энергоблока № 3 Курской АЭС после выполнения работ по УРХ», (ядерно опасная работа), 2 РП-56-ОЯБиН ЯЭУ, утв.12.10.2022;

- по запросу Курской АЭС рассмотрена и согласована программа «Измерения нейтронно-физических характеристик реактора энергоблока № 3 Курской АЭС после выполнения работ по УРХ в 2022 г.», Программа 211.140;

- 06 и 07.10.2022 сотрудники АО «ВНИИАЭС» в соответствии с приказом АО «Концерн Росэнергоатом» от 28.09.2022 №9/01/311-ПХ приняли участие в работе выездного совещания ЗГИБиН и НОЯБиН на Ленинградской АЭС, к совещанию подготовлены 3 доклада;

- 14.11.2022 сотрудники АО «ВНИИАЭС» приняли участие в работе совещания, организованного АО «Концерн Росэнергоатом» по созданию нового вида топлива с пониженным содержанием эрбия (Протокол № 9/029101012102/12-ПР от 14.11.2022).

- участие в подготовке совместного с АО «НИКИЭТ» отчета «Обоснование безопасности проведения измерений нейтронно-физических характеристик реактора энергоблока № 3 Курской АЭС после выполнения УРХ в 2022 году, РБМК- 211.1747 От;

- участие в подготовке совместного с АО «НИКИЭТ» отчета «Обоснование безопасности эксплуатации после выполнения локального УРХ реактора энергоблока № 3 Курской АЭС после выполнения УРХ в 2022 году, РБМК-От 520.092 От;

- проведены расчеты и согласованы координаты установки подвесок ПИК системы контроля пуска и подкритичности СКП-К для проведения измерений НФХ на энергоблоке № 3 после выполнения работ по УРХ;

- участие в работе комиссии по проведению и обработке измерений НФХ реактора на энергоблоке № 3 Курской АЭС после выполнения работ по УРХ ГК в 2022 г. в соответствии с Указанием АО «Концерн Росэнергоатом» от 19.10.2022 №9/020101/339-Ух. По результатам подготовлен Протокол «Результаты измерений нейтронно-физических характеристик реактора РБМК-1000 третьего энергоблока на физическом уровне мощности», № 2 Пр-29-ОЯБиН ЯЭУ от 08.12.2022;

- участие в оперативных регулярных совещаниях-видеоконференциях (раз в две недели) по вопросам организации и обеспечению выполнения мероприятий по управлению ресурсными характеристиками энергоблоков АЭС с реакторными установками РБМК-1000. По поручению совещания проведены расчеты и подготовлено сообщение: «Прогноз изменения НФХ энергоблоков АЭС с РУ РБМК-1000 с учетом перспективного графика ремонтов, дожигания ТВС остановленных энергоблоков, учетом выгрузки и загрузки кобальтовых ДП».

- по запросу Смоленской АЭС от 03.10.2022 № 9/Ф08/156751 рассмотрена загрузка активной зоны энергоблока № 1 и по ПК и POLARIS выполнен расчет НФХ и согласован порядок извлечения стержней СУЗ для вывода реактора в критическое состояние на МФУ и на МКУ для температуры воды в КМПЦ и графита 80°С;

- по запросу Курской АЭС от 18.11.2022 № 9/Ф06/161555 проведены расчеты НФХ и согласованы запланированные перегрузки,;

- по запросу Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/186099 от 18.11.2022 для энергоблока № 3 проведены расчеты НФХ и согласованы перегрузки ТВС с выгрузкой ДП,;

- по запросу Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/186099 от 03.11.2022 для энергоблока № 4 проведены расчеты НФХ и согласованы перегрузки ТВС с выгрузкой ДП,;

- по запросу Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/186099 от 18.11.2022 для энергоблока № 3 проведены расчеты НФХ и согласованы перегрузки ТК для увеличения подкритичности перед выполнением работ по УРХ;

- по запросам Ленинградской АЭС № 9/Ф0905/151038 от 26.09.2022 для энергоблока

№ 3 и № 9/Ф0905/151038 от 25.09.2022 для энергоблока № 4 проведены расчеты НФХ после загрузки в реактор очередных партий из 50 ОТВС, выгруженных из реактора энергоблока № 1.

- в ПК Энергия на Ленинградской АЭС обновлены данные по резке графитовой кладки реактора энергоблока № 3 с учетом проведенных работ по УРХ ГК в 2022 г.

- оказаны услуги по сопровождению эксплуатации информационной системы внутриреакторного контроля реакторов РБМК-1000 (ИС ВРК);

- в 4-ом квартале 2022 выполнен ввод в БД ИС ВРК:

- результатов ВРК на энергоблоке э/б № 3 Курской АЭС в 2022 г.;

- результатов ВРК на энергоблоке э/б № 1 Смоленской АЭС в 2022 г.;

- подготовлены и переданы заказчику Аналитические отчёты:

- Анализ состояния графитовой кладки энергоблока № 3 Курской АЭС с учетом измерений 2022 г., рег. № От-Д2120-072/2022;

- Анализ состояния графитовой кладки энергоблока № 1 Смоленской АЭС с учетом измерений 2022 г., рег. № От-Д2120-073/2022;

- подготовлен и передан заказчику Сводный отчёт «Основные результаты работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки реакторов РБМК-1000 в 2022 г.», рег. № От-Д2120-074/2022. В 2022 г. работы по ВРК и УРХ проводились на энергоблоках № 3 - № 4 Ленинградской АЭС, № 2 - № 4 Курской АЭС, № 1- 3 Смоленской АЭС. АО «ВНИИАЭС» подготовил восемь аналитических отчётов с анализом результатов этих работ. Прогнозные оценки межремонтных периодов, полученные в этих отчётах из условия достижения предельных значений стрел прогиба ТК, подтверждают продолжительность эксплуатации, указанную в УДЛ, и согласуются с намеченными датами очередного УРХ;

- проведена апробация ПК MNT-CUDA (версия 2.0) с новыми библиотеками констант CNET, CMPL, C65 с учетом повышенного содержания четных изотопов (236U) в топливе, проведена техническая модернизация модулей регулярных расчетов НФХ энергоблоков РБМК-1000 с целью поддержки новых библиотек констант;



- по ПК MNT-CUDA (версия 1.0 и 2.0) проведены регулярные поверочные расчеты НФХ всех действующих энергоблоков с РБМК-1000 с целью периодического тестирования, анализа их текущего состояния, контроля НФХ РУ с РБМК-1000;
- проведена актуализация файловых баз данных, входящих в состав ПК MNT-CUDA (картограммы распилов графитовой кладки);
- проведена модернизация ряда модулей ПК MNT-CUDA (версия 2.0) в части диагностики корректности задания исходных данных и проверки их полноты;
- усовершенствована прецизионная расчётная модель реактора РБМК-1000, используемая при проведении расчётов по программе MCU-RBMK, Номенклатура прототипов каналов пополнена конструкциями блок-контейнеров (сб.1726.000.00 и сб.1943.000.00) для наработки медицинских изотопов  $^{153}\text{Sm}$  и  $^{131}\text{I}$ .

## **НИОКР ПО СОЗДАНИЮ УНИВЕРСАЛЬНОЙ ИНЖЕНЕРНОЙ ПРОГРАММЫ, ОРИЕНТИРОВАННОЙ НА ДЕТАЛЬНЫЕ ПОЛНОМАСШТАБНЫЕ РАСЧЕТЫ АКТИВНЫХ ЗОН РУ И ХРАНИЛИЩ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НА АЭС**

*К.ф.-м.н. И.Е. Иванов, С.А. Бычков, Н.А. Грушин, Р.В. Варфоломеева*

Этап 1. Анализ возможности интеграции современных библиотек нейтронно-физических констант с универсальным программным комплексом. Разработка детальных требований к архитектуре ПК, языкам программирования, пакетам сторонних программ, алгоритмам, перечню регистрируемых функционалов, интерфейсам с библиотеками констант, видам библиотек констант, перечню решаемых задач и объёму верификации ПК.

По результатам работы сформированы общие требования к разработке современных программ для ЭВМ, ориентированных на инженерные расчеты реакторов. Предложена общая схема организации программного комплекса, модели интеграции библиотек мало- и многогрупповых констант, обсуждены требования к архитектуре ПК, языкам программирования, пакетам сторонних программ, алгоритмам, перечню регистрируемых функционалов, интерфейсам с библиотеками констант, видам библиотек констант, перечню решаемых задач. В отчете сформулированы требования к архитектуре, языкам программирования, методикам решения задачи переноса нейтронов, расчетным моделям, регистрируемым функционалам и возможностям нового программного комплекса.

В качестве основной константной библиотеки обосновано применение специализированной библиотеки многогрупповых констант материалов для детальных расчетов РБМК-1000, за счет регистрации 65-ти групповых констант для различных конструкционных материалов в задачах расчета ячеек и полячеек РБМК-1000 по прецизионному коду MCU. Существенное преимущество использования в ПК такой библиотеки на базе MCU состоит в том, что АО «ВНИИАЭС» имеет лицензию на проведение расчетов по коду MCU6, а АО «Концерн Росэнергоатом» является правообладателем MCU6. Также, в рамках последующей работы предполагается апробация универсальной библиотеки CONSYST.

Сформированы требования к объёму верификационных исследований и перечню решаемых задач. Приведены детальные требования к объёму верификации ПК для РБМК. Рекомендована подробная номенклатура тестовых расчетов НФХ РБМК-1000 как в рамках решения условно критической задачи, так и задач с источником. Приведена матрица верификации дополнительных функционалов на детальных по геометрии ячейечных тестах РБМК-1000, матрица верификации на полячеечных тестах РБМК-1000 с различными конструктивными элементами реактора (со столбом воды, с погруженным и извлеченным стержнем КРО, с кобальтовым ДП, погруженным и извлеченным стержнем БАЗ). Особое внимание уделено расчету комбинированных полячеечных тестов, верификации расчетного модуля цепочек взаимных превращений нуклидов, на примерах гомогенной ячейки, двухзонной ячейки, полячейки с кобальтовым ДП.

Заключительный этап верификационных исследований, касающихся применения программы для РБМК-1000, предложено провести на 4-х интегральных константных реакторных тестах, в которых полномасштабный расчет реактора проводится в детальном по геометрии 65-ти групповом приближении, а затем (используя зарегистрированные малогрупповые константы и другие функционалы) в традиционном малогрупповом приближении. Такие тесты позволяют оценить неопределенности малогрупповых моделей в рамках единой системы констант и

сопоставить полученные результаты с аналогичными тестами, полученными с использованием традиционных сторонних мало групповых ячеечных констант.

В рамках работы предположена апробация ПК для уран-водных систем, на примере тестовых расчетов ячеек ВВЭР в различных состояниях и экспериментальных критических сборок типа ZR6 и ZR6M. Кроме того, предположена апробация ПК для систем на быстрых нейтронах на примере ограниченного набора экспериментальных исследований на сборках БФС.

По результатам работы выпущен отчет. «Анализ возможности интеграции многогрупповых многопараметрических библиотек нейтронно-физических констант с универсальным программным комплексом. Разработка детальных требований к архитектуре ПК, языкам программирования, пакетам сторонних программ, алгоритмам, перечню регистрируемых функционалов, интерфейсам с библиотеками констант, видам библиотек констант, перечню решаемых задач и объёму верификации ПК». Рег. № От-Д2120-038/2022.

Этап 2. Разработка общей архитектуры ПК, программных компонент ПК и универсального языка описания геометрии реакторных систем совместимого с языком C#.

С целью обеспечения и повышения ядерной безопасности АЭС путём повышения точности и производительности расчётов НФХ в ходе реализации настоящего НИОКР разрабатывается и верифицируется универсальный ПК, ориентированный на детальные полномасштабные расчёты активных зон реакторов различного типа и хранилищ ядерного топлива в многогрупповом приближении методом Монте-Карло с использованием технологии параллельных вычислений на графических процессорах.

В работ по этапу 2 разработана общая архитектура ПК и программные компоненты ПК, входящие в ядро ПК и обеспечивающие взаимодействие пользователя с расчётными модулями (нейтронными движками) с помощью программного и командного интерфейсов. Благодаря возможностям рефлексивного программирования на языке C# командный интерфейс ПК является расширяемым, что обеспечивает универсальность разрабатываемого ПК и его применимость для решения широкого класса задач расчётной поддержки активных зон РУ различных типов и хранилищ ядерного топлива. По результатам работы описаны сущности ядра ПК и особенности абстрактного представления входных данных для расчёта, а также результатов расчёта. Реализованные программные компоненты ПК будут являться основой базовой версии ПК, разрабатываемой в рамках этапа 4 настоящего НИОКР.

В рамках этапа 2 доработан универсальный язык описания геометрии реакторных систем, совместимый с языком C#. Описаны геометрические и топологические термины (объекты) разработанного языка, а также операции над ними. Введённые термины языка соотнесены с классами, реализованными на языке C#.

Рассмотрены примеры задания геометрии различных систем на разработанном языке. Разработанный универсальный язык описания геометрии реакторных систем будет использоваться на этапе 3 настоящего НИОКР, поскольку именно на нём будет разработана библиотек различных геометрических примитивов конструктивных элементов РУ, из которых можно будет компоновать модели активных зон РБМК, ВВЭР и БН или их фрагментов, а также экспериментальныхборок для расчёта бенчмарк тестов.

По результатам работы выпущен отчет «Разработка общей архитектуры ПК, программных компонент ПК и универсального языка описания геометрии реакторных систем совместимого с языком C#». Рег. № От-Д2120-044/2022.

На основании требований ГОСТ Р 15.011-2022 «Система разработки и постановки продукции на производство. Патентные исследования» проведены

патентные исследования. Патентный поиск проведен полностью в соответствии с требованиями регламента поиска.

В результате проведенных патентных исследований не выявлены патентные документы, относящиеся к объекту исследований (аналогам объекта исследований). Отсутствие патентных документов связано с тем, что объект исследований не относится к объектам промышленной собственности, которым предоставляется патентная охрана, и не содержит описания технических решений, которым может быть предоставлена патентная охрана.

Выявленные непатентные документы, характеризующие уровень техники для объекта исследований, не относятся к охраняемым документам, предоставляющим правообладателям исключительное право на созданные решения.

Из представленных результатов исследования уровня техники (раздел 2.1 настоящего отчета) следует, что в настоящее время разработаны математические методы, алгоритмы и программы для ЭВМ позволяющие обеспечить инженерное сопровождение эксплуатации действующих АЭС, адаптированные к определенным типам реакторов, и имеются универсальные прецизионные программы позволяющие рассчитывать широкий класс ядерных энергетических установок. Известные прецизионные программы не приспособлены для проведения массовых инженерных расчетов реакторов-

При анализе тенденций развития уровня техники объекта исследований установлено, что основная тенденция, характерная для уровня техники, заключается в разработке математических методов, алгоритмов и программ для ЭВМ, основанных на более точном моделировании переноса нейтронов.

Общие тенденции развития современных инженерных программ ориентированы на внедрение в практику инженерных расчетов:

- более точных и универсальных методов расчета переноса нейтронов;
- эффективных технологий параллельных вычислений (например, на графических процессорах), чтобы обеспечить необходимое для инженерной программы быстроедействие;
- современного ПО, позволяющего решать более широкий класс инженерных задач, включая контроль накопления медицинских и технических изотопов;
- современных ПК, с модульной модифицируемой архитектурой, так как основной проблемой современного развития ПО является моральное устаревание многих программ для ЭВМ к моменту окончания их разработки;
- аттестованного и верифицированного и достаточно универсального инженерного ПО, ориентированного на расчет широкого класса различных реакторов.

Данные выводы подтверждаются результатами проведенного на основании непатентных источников информации анализа уровня техники для объекта исследований.

**УСЛУГИ ПО НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ПОДДЕРЖКЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ: «ОКАЗАНИЕ УСЛУГ АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» ПО РЕАЛИЗАЦИИ ИМ ФУНКЦИЙ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ В ЧАСТИ ПРОИЗВОДСТВЕННОЙ, ТЕХНИЧЕСКОЙ И ОРГАНИЗАЦИОННОЙ (ИСПОЛНИТЕЛЬСКОЙ) ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ В 2021-2023 Г.Г.» ЗА 2022 ГОД**

*к.т.н В.И. Орлов, к.ф.-м.н. А.С. Махоньков, С.Т. Юзбашян, Е.В. Толмасова, Л.К. Ефимова, Н.В. Глебов.*

Работа выполнена по договору «Услуги по научно-технической поддержке эксплуатации атомных станций: «Оказание услуг АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации им функций эксплуатирующей организации в части производственной, технической и организационной (исполнительской) деятельности по обеспечению эксплуатации атомных станций в 2021 - 2023г.г.» (Техническое задание п.п. 1, 2, 3, 4, 6 подраздела 1 раздела 2 приложения 1, п. 11 подраздела 1 раздела 2 приложения 5).

Согласно техническому заданию к договору:

1) по п. 1 подраздела 1 раздела 2 приложения 1 к техническому заданию оказаны следующие услуги:

– подготовлена и утверждена в АО «Концерн Росэнергоатом» справка «Анализ НД АО «Концерн Росэнергоатом» по проведению эксплуатационных НФР и передача на АЭС программных средств» в целях выполнения п.3 «Плана мероприятий по устранению несоответствий, недостатка и реализации рекомендаций по итогам проведения комплексной проверки обеспечения безопасности комиссией эксплуатирующей организации энергоблоков №1, 2 Ленинградской АЭС-2 в филиале АО «Концерн Росэнергоатом» «Ленинградская атомная станция»;

– в целях выполнения требований, указанных в справке в предыдущем дефисе выполнена корректировка следующих Руководящих документов:

а) разработано, согласовано и утверждено Изменение №1 к РД ЭО 1.1.2.25.0445-2016 «Требования к содержанию альбома нейтронно-физических характеристик топливных загрузок реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200» (приказ от 03.02.2022 № 9/01/183-П);

в) разработано, согласовано и утверждено Изменение №1 к РД ЭО 1.1.2.01.1217-2017 «Ввод в действие, использование и модификация программных средств, используемых на атомных станциях АО «Концерн Росэнергоатом» для расчёта нейтронно-физических характеристик реакторов ВВЭР. Положение» (приказ от 03.02.2022 №9/01/183-П);

– с целью установления дополнительных требований к содержанию альбома НФХ топливных загрузок реакторов ВВЭР-440 в случае изменения нейтронно-физических констант и настроечных файлов программного обеспечения разработано, согласовано, утверждено и выпущено Изменение №2 (приказ от 15.07.2022 № 9/01/1151-П) к РД 1.1.2.25.0682-2014 «Требование к содержанию альбома нейтронно-физических характеристик топливных загрузок реакторов ВВЭР-440»;

– в соответствии с поручением АО «Концерн Росэнергоатом» в целях совершенствования порядка определения НФХ топливных загрузок реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 разработано, согласовано, утверждено и выпущено СТО 1.1.1.06.003.1941-2022 «Номенклатура эксплуатационных нейтронно-физических расчётов и измерений для топливных загрузок ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200. Требования» (приказ от 23.09.2022 № 9/01/1605-П);

– подготовлена информация по составу топливных загрузок, характеристикам топлива в активной зоне и ОТВС для энергоблоков с ВВЭР. Результаты изложены в Технических справках № О-311-377/22, №О-311-386/22;

– по поручению УВВЭР рассмотрены и согласованы проекты Решений, Программы по опытной эксплуатации от предприятий отрасли.

2) по п. 2 подраздела 1 раздела 2 приложения 1 к техническому заданию оказаны следующие услуги:

– осуществлена проверка правильности проведения расчетов нейтронно-физических характеристик топливных загрузок персоналом АЭС с ВВЭР и подтверждено соответствие характеристик проектным требованиям безопасности в объеме, определенном РД ЭО 1.1.2.25.0500(0501)-2015 «Номенклатура эксплуатационных нейтронно-физических расчетов и измерений для топливных загрузок ВВЭР-440(1000). Требования», включая требования по унификации типов топлива в рамках реализации проекта «Унификация топлива для АО «Концерн Росэнергоатом».

Поверочные расчеты выполнялись в АО «ВНИИАЭС» по комплексу программ КАСКАД с использованием констант, идентичных используемым на АЭС.

Проведенные поверочные расчеты показали соответствие нейтронно-физических характеристик рассмотренных топливных загрузок требованиям безопасности и подтвердили качество выполнения расчетных работ по обоснованию безопасности топливных загрузок персоналом АЭС.

На основании сопоставления данных, представляемых персоналом АЭС, и поверочных расчетов, выполненных ВНИИАЭС, давались рекомендации персоналу АЭС по исправлению замеченных недостатков, и принималось решение о согласовании топливных загрузок;

– проведены поверочные расчеты по сопоставлению данных измерений, проводимых персоналом АЭС, с результатами расчетов в соответствии с РД ЭО 1.1.2.25.0500(0501)-2015.

Результаты работ по данному пункту изложены в Технических справках инв. № О-311-380/22, № О-311-385/22.

3) по п. 3 подраздела 1 раздела 2 приложения 1 к техническому заданию оказаны следующие услуги:

– выполнена работа по учёту и анализу технической и рабочей конструкторской документации на ядерное топливо действующих реакторов ВВЭР, поступившей в АО «Концерн Росэнергоатом» от предприятий – производителей в 2022 году. Результаты работы, содержащие перечень описей извещений изложены в справках.

4) по п. 4 подраздела 1 раздела 2 приложения 1 к техническому заданию оказаны следующие услуги:

– проведено тестирование, валидация, депонирование и передача на Нововоронежскую АЭС для блока №5 с реактором ВВЭР-1000 и блоков №6, 7 с реактором ВВЭР-1200 аттестованной программы NOSTRA-EXP (версия 2.0) (аттестационный паспорт № 502 от 14.12.2020) и настроечных файлов. Указанная программа предназначена для сопоставимости результатов измерений и эксплуатационных расчётов эффективности аварийной защиты. Результаты работы приведены в Технической справке инв. № О-311-378/22. Программно - константное обеспечение передано по акту № К27/22 от 19.04.2022 (письмо АО «ВНИИАЭС» исх. № 32-21/3040 от 19.04.2022);

– проведено тестирование, валидация, депонирование и передача на Ленинградскую АЭС аттестованной программы NOSTRA-EXP (версия 2.0) с откорректированными параметрами для расчёта, предназначенной для проведения расчётов для энергоблоков №1 и №2 Ленинградской АЭС-2. Результаты работы приведены в Технической справке инв. № О-311-376/22. Программно - константное обеспечение передано по акту № К26/22 от 12.04.2022 (письмо АО «ВНИИАЭС» исх. № 32-21/2800 от 13.04.2022);

– проведено тестирование, валидация, депонирование и передача на Ростовскую АЭС аттестованной программы NOSTRA-EXP (версия 2.0) (аттестационный паспорт № 502 от 06.04.2021) и настроечных файлов. Указанная программа предназначена для сопоставимости результатов измерений и эксплуатационных расчётов эффективности аварийной защиты. Результаты работы приведены в Технической справке инв. № О-311-381/22. Программно - константное обеспечение передано по акту № К28/22 от 19.10.2022 (письмо АО «ВНИИАЭС» исх. № 32-21/8321 от 25.10.2022);

– проведено тестирование, валидация, депонирование и передача на Балаковскую АЭС аттестованной программы NOSTRA-EXP (версия 2.0) и настроечных файлов, предназначенной для проведения расчётов для энергоблоков Балаковской АЭС. Результаты работы приведены в Технической справке инв. № О-311-382/22. Программно - константное обеспечение передано по акту № К29/22 от 02.11.2022 (письмо АО «ВНИИАЭС» исх. № 32-21/8616 от 03.11.2022).

5) по п. 6 подраздела 1 раздела 2 приложения 1 к техническому заданию оказаны следующие услуги:

– проведено заполнение и актуализация базы данных АО «ВНИИАЭС» по флюенсу быстрых нейтронов энергоблоков АЭС с ВВЭР для топливных загрузок, закончившихся в 2022 году;

– с использованием актуализированной базы данных по программному модулю FASTER, интегрированному в программный комплекс КАСКАД, проведены расчёты флюенса быстрых нейтронов и скорости его накопления в характерных точках корпуса реактора для вновь завершённых кампаний. Результаты работы приведены в Технических справках инв. № О-311-379/22, № О-311-383/22.

6) по п. 11 подраздела 1 раздела 2 приложения 5 к техническому заданию оказаны следующие услуги:

–проведены расчёты, подтверждающие возможность использования библиотеки констант для программного модуля SFUEL, переданной на Нововоронежскую АЭС-2 для блока №1 по Акту от 24.03.2021 № К17/21, для проведения расчётов 18-месячного топливного цикла, включая переходные загрузки, для блока №2 Нововоронежской АЭС-2 (письмо АО «ВНИИАЭС» от 26.07.2022 исх. № 32-21/5712);

–подготовлен и передан на Ленинградскую АЭС-2 настроечный файл sfconstpar к расчётному модулю SFUEL, адаптированный для расчёта изотопного состава и радиационных характеристик ОТВС на блоках №1 и №2 Ленинградской АЭС-2 при использовании в нейтронно-физических расчётах обобщённых библиотек констант для программ БИПР-7А и ПЕРМАК-А, переданных на Ленинградскую АЭС-2 по Акту от 15.03.2021 № К15/21. Необходимость адаптации файла sfconstpar связана с изменением в обобщённых библиотеках констант номеров сортов и номеров записей (письмо АО «ВНИИАЭС» от 11.10.2022 исх. № 32-21/7877);

–для всех завершённых в 2022 году топливных загрузок энергоблоков ВВЭР проведены расчёты изотопного состава и радиационных характеристик облучённого ядерного топлива. Результаты работы приведены в техническом отчёте инв. № О-311-384/22.

## **КРАТКИЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТ ЗА 2022 ГОД, ВЫПОЛНЕННЫЕ ДЕПАРТАМЕНТОМ РАЗВИТИЯ ЯИ, ПРОВЕРОК БЕЗОПАСНОСТИ И ОБЕСПЕЧЕНИЯ НАДЕЖНОСТИ ЧЕЛОВЕЧЕСКОГО ФАКТОРА ПО ДОГОВОРАМ С АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ»**

*А.Ю. Южаков, А.П. Минаев, А.М. Молчанов, Н.В. Тихонов, О.А. Мартынова, В.И. Жучков, С.В. Рычков, К.О. Бегунова, А.В. Жучкова, Ю.С. Недосекина*

### **Научно-методическое обеспечение подготовки и проверки знаний руководящего персонала в Центральной комиссии Концерна**

В рамках оказания услуг по научно-методическому обеспечению обучения персонала АЭС, ответственного за безопасную эксплуатацию АЭС, основам технологии, принципам культуры безопасности эксплуатации АЭС, вопросам охраны труда и промышленной безопасности на АЭС, вопросам ликвидации проектных и запроектных аварий на АЭС, вопросам эксплуатационного опыта на АЭС, вопросам изменений, внесенных в обслуживаемые схемы, оборудование и действующую документацию на АЭС, вопросам обеспечения кибербезопасности при эксплуатации АСУ ТП АЭС, в части подготовки к проверке знаний руководящего персонала в Центральной комиссии Концерна в 2022 году выполнены следующие работы:

- актуализирован «Перечень вопросов для проведения проверки знаний руководящего персонала филиалов и работников центрального аппарата в Центральной комиссии АО «Концерн Росэнергоатом» по проверке знаний» по 25 темам.

С целью импортозамещения программного обеспечения и версии системы контроля знаний «Барьер», работающей под управлением операционной системы Windows выполнены следующие задачи:

- на сервере под управлением ОС Linux в системе дистанционного обучения АО «ВНИИАЭС» выделены ресурсы для организации процесса самоподготовки руководителей АС к проверкам знаний в Центральной комиссии АО «Концерн Росэнергоатом»;

- обеспечен удаленный доступ пользователей из числа руководящего персонала АЭС к новой платформе для самоподготовки перед проверкой знаний в Центральной комиссии АО «Концерн Росэнергоатом».

### **Сбор, обработка и анализ данных по событиям низкого уровня на АЭС**

В 2022 году обеспечен сбор и наполнение базы данных СНУ на основе ежемесячных пакетов данных от АС.

На основе данных по СНУ за 5 предшествующих лет проведен обобщающий анализ на основе полученных статистических данных, для использования при проведении сквозного анализа событий, включающий:

- выявление и анализ групп событий низкого уровня на основе классификации, в общем массиве записей о СНУ;

- выявление негативных тенденций по выделенным группам, как для отдельных АС и ПАТЭС, так и для всех АС Концерна;

- определение основных причин для групп аналогичных событий и негативных тенденций, повлекших недостатки, отклонения, отказы и повреждения оборудования, почти случившиеся события, технологические и эксплуатационные риски;

- анализ групп событий на предмет возможности их развития в события более высокого уровня при изменении условий их возникновения или сочетании дополнительных факторов;



- определение коренных причин для групп однотипных событий и негативных тенденций;
- проведение анализа результативности корректирующих мер с целью снижения вероятности возможного повторения событий, на устранение которых эти корректирующие меры были направлены;
- извлечение общих уроков по предотвращению в дальнейшем подобных событий на данной АС или ПАТЭС;
- проведение анализа тенденций за 5 предшествующих лет по всем группам СНУ, выявление причин увеличения СНУ;
- оценка влияния СНУ на более значимые события (нарушения, отклонения, отказы и повреждения оборудования).

Выполнялось совершенствование методов классификации СНУ с целью оптимизации работ по анализу СНУ и разработке результативных корректирующих мер (с учетом обратной связи от специалистов ОИОЭиРН АЭС, ПАТЭС).

### **Ведение базы данных и анализ результатов проверок готовности АЭС и ПАТЭС к работе в осенне-зимний период**

По результатам работы комиссий установлено выполнение атомными станциями условий готовности к работе в осенне-зимний период. При этом в 2022 году наблюдалось значительное увеличение общего количества замечаний по сравнению с предыдущим годом.

Всем АЭС выданы Паспорта готовности к работе в осенне-зимний период 2022-2023 года.

Обработка результатов проверок выполнена с использованием методики численной оценки безопасности АЭС на программном комплексе «Инспектор». Оценка по направлениям проверки показала, что в 2022 году в целом на АС подготовительные мероприятия к началу осенне-зимнего периода выполнены на высоком уровне.

Наибольшее количество аналогичных замечаний выявлено по разделу проверок «Территория, здания и сооружения, инженерные коммуникации». Выявлены наиболее проблемные области и предложены корректирующие меры.

В 2022 году была актуализирована предметная часть базы данных результатов проверок готовности АЭС к работе в осенне-зимний период 2021-2022 гг. в соответствии с изменениями требований нормативных документов. Были усовершенствованы алгоритмы обработки данных с целью выявления причинно-следственных связей.

Выполнено обновление базы данных результатов проверок за период с 2013 по 2022 год.

### **Сбор, обработка и анализ результатов внутренних и внешних проверок АЭС и ПАТЭС**

В 2022 году выполнена обработка и анализ информации по результатам инспекций безопасности АС и производственных проверок, проводимых комиссиями АС, эксплуатирующей организацией (далее - ЭО), Госкорпорацией «Росатом» (далее - ГК), органами государственного надзора (далее – ОГН).

По результатам анализа подготовлены четыре отчета по производственному мониторингу безопасности, каждый из которых включает в себя:

- количественную и качественную информацию о Молчанов\_изм АМин результатах проверок;
- систематизацию информации о выявленных нарушениях и замечаниях по видам безопасности и областям нарушений, отбор аналогичных, повторяющихся

нарушений и замечаний;

- анализ трендов и тенденций.

В течение 2022 года еженедельно выполнялся анализ своевременного оформления переносов сроков исполнения мероприятий в СКПБ с оформлением соответствующих справок.

Еженедельно к производственному совещанию Концерна готовились справки по контролю выполнения АС мероприятий по результатам проверок, проведенных комиссиями ОГН, ГК, ЭО (еженедельно, для видеоконференции директора блока производства и эксплуатации).

### **Обеспечение эффективного функционирования и развития системы контроля проверок безопасности**

В рамках обеспечения функционирования информационной системы контроля проверок безопасности (ИС СКПБ) в 2022 году:

- обеспечена техническая поддержка по установке и настройке конфигурации программного обеспечения, подключение новых пользователей, проведение консультаций для пользователей информационной системы на АС и ЦА Концерна;
- проведено выездное обучение пользователей ИС СКПБ на базе ОДИЦ ВВЭР в г. Нововоронеж;
- добавлен новый раздел «Отраслевые мероприятия» для ввода данных по отраслевым корректирующим мерам (ОКМ), реализован контроль выполнения ОКМ в разделе «Оперативный контроль» и контроль рисков их невыполнения;
- в разделе «Контроль мероприятий» реализован дополнительный сервис по оперативному просмотру детальной информации, подтверждающей цифры статистики выполнения предписаний ФОИВ;
- реализован новый механизм рассылки сервером СКПБ уведомлений на адреса ответственных за выполнение мероприятий подразделений АС через внутренний почтовый сервер Концерна, дополнительно добавлен фильтр по уровню проверок подразделениями АС для контроля именно своих мероприятий, добавлена вывод причин ошибок при подключении к почтовому серверу;
- реализованы алгоритмы дополнительного контроля полноты и корректности ввода данных в базу данных СКПБ;
- разработаны алгоритмы обмена данными по проверкам и нарушениям, необходимых для интеграции с ИС УННД.

В рамках реализации программы импортозамещения:

- разработаны алгоритмы формирования справочных материалов и работы с файлами с учетом особенностей работы программы под операционной системой AstraLinux;
- доработана процедура загрузки сканов документов на сервер СКПБ с учетом особенностей ОС AstraLinux;
- разработана и реализована процедура перевода всех пользователей СКПБ (как настольной так и web-версий) на работу с действующего сервера СКПБ под ОС Windows Server на новый сервер СКПБ под AstraLinux.

### **Научно-методическое обеспечение обучения персонала атомных станций**

В рамках научно-методического обеспечения обучения персонала АЭС в части подготовки работников ПАТЭС и Билибинской АЭС по вопросам эксплуатационного опыта на АЭС и принципам культуры безопасности проведено обучение 382

работников по 5 учебным курсам, выданы сертификаты о прохождении поддержания квалификации.

В части экспертизы документации в области развития дивизионального сегмента отраслевой системы профессиональных стандартов и квалификаций выполнен анализ 8 профессиональных стандартов.

В 2022 год проведена аттестация пяти учебно-тренировочных подразделений атомных станций. В рамках проведения аттестации:

- выполнен анализ исходных данных и документации, касающихся учебно-материальной базы, программ подготовки на должность и поддержания квалификации персонала, ИПП;
- выданы рекомендации по оснащению учебных зданий информационными системами помощи обучаемым;
- выданы рекомендации по повышению качества разработки и сопровождения программ подготовки на должность и индивидуальных программ подготовки на должность в структурных подразделениях;
- выданы рекомендации по оценке обучения при подготовке и поддержании квалификации персонала;
- оказана экспертная и методическая поддержка по разработке акта по результатам аттестации.

В части разработки, анализа и актуализации нормативно-технической документации выполнен пересмотр стандарта организации СТО 1.1.1.01.004.0680 «Технические средства обучения».

В части экспертизы документации в области развития дивизионального сегмента отраслевой системы профессиональных стандартов и квалификаций выполнен анализ 8 профессиональных стандартов.

В части актуализации программ подготовки на должности руководителей высшего звена управления атомной станции в 2022 году выполнено:

- анализ программ подготовки на должности руководителей высшего звена управления атомной станции на соответствие Перечню вопросов центральной экзаменационной комиссии АО «Концерн Росэнергоатом»;
- актуализация (приведение в соответствие с Перечнем вопросов центральной экзаменационной комиссии АО «Концерн Росэнергоатом») программ подготовки на должности руководителей высшего звена управления атомной станции.

По разработке курсов дистанционного обучения и УММ для проведения подготовки на должности руководителей высшего звена управления атомной станции выполнено:

- анализ программ подготовки на должности руководителей высшего звена управления атомной станции и Перечня вопросов центральной экзаменационной комиссии АО «Концерн Росэнергоатом» для выявления требований к содержанию и объемам курсов дистанционного обучения и УММ для проведения подготовки на должности руководителей высшего звена управления атомной станции;
- разработаны и согласованы с Заказчиком курсы дистанционного обучения для проведения подготовки на должности руководителей высшего звена управления атомной станции по 25 темам;
- разработанные курсы дистанционного обучения размещены на технических ресурсах Исполнителя (информационной системе), входящих в контур КСПД Заказчика.

В рамках оказания услуги по научно-методическому обеспечению деятельности Заказчика в части внедрения методик подготовки персонала АЭС для предотвращения ошибок персонала (ПОП) выполнено:

- сформирован перечень «базового комплекта» ТСО МПОП и компьютерных

тренажеров для УТП АС, для реализации методов формирования у персонала АЭС компетенций по предотвращению неправильных действий;

- подготовлено техническое описание «базового комплекта» ТСО МПОП и компьютерных тренажеров ТСО МПОП;

- разработан комплект УММ для подготовки персонала с использованием компьютерных тренажеров по МПОП;

- разработан УММ для подготовки инструкторского состава по применению компьютерных тренажеров по МПОП.

**ПЕРЕЧЕНЬ ДРУГИХ ДОГОВОРНЫХ РАБОТ, ВЫПОЛНЕННЫХ АО «ВНИИАЭС»  
В 2022 ГОДУ**

**РАЗРАБОТКА ТЕХНИЧЕСКОГО ДОКУМЕНТА «ПРОВЕДЕНИЕ ФИЗИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ПРИ ПУСКАХ ЭНЕРГОБЛОКОВ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ С РЕАКТОРАМИ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200. ТИПОВАЯ ПРОГРАММА. ТПРГ 1.1.3.09.1924-2022»**

*В.А. Терешонок к.ф.-м.н., В.А. Пителимов*

Согласно договору №9/169649-Д от 02.08.2021 г. на оказание услуг «Разработка технического документа «Проведение физических испытаний при пусках энергоблоков атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200. Типовые программы» между АО «Концерн Росэнергоатом» и АО «ВНИИАЭС» был разработан технический документа (далее – ТД) «Проведение физических испытаний при пусках энергоблоков атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200. Типовая программа». В АО «ВНИИАЭС» была проведена метрологическая экспертиза данного ТД. После согласования окончательной редакции ТД с Балаковской, Калининской, Ленинградской и Ростовской АЭС, согласования с НИЦ «Курчатовский институт» и АО ОКБ «Гидропресс» данный ТД был утвержден Заместителем Генерального директора – директором по производству и эксплуатации АЭС АО «Концерн Росэнергоатом» и введен в действие приказом Генерального директора АО «Концерн Росэнергоатом» № 9-01-1402-П от 25.08.2022. В архив АО «ВНИИАЭС» ТД «Проведение физических испытаний при пусках энергоблоков атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200. Типовая программа» был сдан 16.08.22, инв.№ 11433.

**АНАЛИЗ И РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ДИНАМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ ПЕРВОГО И ВТОРОГО КОНТУРА, В ТОМ ЧИСЛЕ В СИСТЕМАХ ГЛАВНЫХ ПАРОПРОВОДОВ И КОНДЕНСАТНО-ПИТАТЕЛЬНОГО ТРАКТА ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКА № 1 ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС-2 В 18-ТИ МЕСЯЧНОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ**

*Казаков К.В., Жуденков В.В., Мамонтов Г.А.,  
Рахманов А.В., Горелова О.С., Лукьянов С.П.*

Работа проводится в рамках исследований по теме «Анализ и разработка обоснований перевода блока № 1 Ленинградской АЭС-2 на увеличенные топливные кампании длительностью до 18 месяцев в рамках деятельности научного руководителя эксплуатации АЭС по разработке и актуализации документов по эксплуатации АЭС: программ, инструкций, технологических регламентов по безопасной эксплуатации АЭС».

Целью работы является обоснование динамической устойчивости переходных процессов второго контура, в том числе в системах главных паропроводов и конденсатно-питательного тракта при эксплуатации энергоблока № 1 ЛЕНАЭС-2 в 18-ти месячном топливном цикле.

В обоснование динамической устойчивости переходных процессов проведена серия расчетов протекания общеблочных технологических процессов с учетом изменения нейтронно-физических характеристик в течение кампании.

Расчетный анализ выполнен с использованием кода RELAP5/Mod3.2. С целью проверки расчетного пакета проведена серия тестовых расчетов для сравнения с данными реальных переходных процессов. Результаты сравнительного анализа протекания переходных процессов показали хорошее совпадение расчетов и данных эксплуатации.

По результатам расчетного анализа установлено, что с точки зрения динамической устойчивости энергоблока определяющими режимами являются режимы с изменением мощности реактора со срабатыванием ускоренной предупредительной защиты (УПЗ), в том числе в режимах: отключения одного из четырех работающих ГЦНА, отключения двух из четырех работающих ПЭН и не включения резервного насоса, отключения турбины закрытием стопорных клапанов.

На основании результатов теплогидравлических расчетов показано выполнение требований к динамической устойчивости переходных процессов первого и второго контуров, в том числе в системах главных паропроводов и конденсатно-питательного тракта при эксплуатации энергоблока № 1 Ленинградской АЭС-2 в 18-ти месячном топливном цикле.

## **АНАЛИЗ И РАЗРАБОТКА ОБОСНОВАНИЙ ПЕРЕВОДА БЛОКА №1, 2 ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС-2 НА УВЕЛИЧЕННЫЕ ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ ДЛИТЕЛЬНОСТЬЮ ДО 18 МЕСЯЦЕВ**

*к.ф.-м.н. В.В. Таратунин, к.ф.-м.н. А.И. Елизаров, А.В. Чаганов*

Работы выполнялись в рамках договора № 9/171938-Д от 12.10.2021 г. на тему «Анализ и разработка обоснований перевода блока № 2 Ленинградской АЭС-2 на увеличенные топливные циклы длительностью до 18 месяцев в рамках деятельности научного руководителя эксплуатации АЭС по разработке и актуализации документов по эксплуатации АЭС: программ, инструкций, технологических регламентов по безопасной эксплуатации АЭС», этапы 2, 3, 4, 5 и договора № 9/211929-Д от 24.06.2022 г. на тему «Анализ и разработка обоснований перевода блока № 1 Ленинградской АЭС-2 на увеличенные топливные циклы длительностью до 18 месяцев в рамках деятельности научного руководителя эксплуатации АЭС по разработке и актуализации документов по эксплуатации АЭС: программ, инструкций, технологических регламентов по безопасной эксплуатации АЭС», этапы 3, 4, 5.

Цель работ – оценка влияния увеличения длительности топливных кампаний на параметры надежности оборудования энергоблоков №1, 2 Ленинградской АЭС-2.

В ходе работ выполнена группировка оборудования энергоблоков №1, 2 Ленинградской АЭС-2 в соответствии с общим функциональным наименованием и моделью оборудования.

Собраны и проанализированы статистические данные об отказах, дефектах, повреждениях в работе оборудования энергоблока №2 Ленинградской АЭС-2 в первой топливной кампании и энергоблока №1 в топливных кампаниях №1–3.

Первичный анализ, контроль качества собранной информации о повреждениях, отказах оборудования АС и расчет показателей надежности был выполнен расчетным модулем аттестованного кода DbAnalysis (паспорт аттестации № 403 от 14.07.2016).

Проведен статистический сравнительный анализ показателей надёжности групп оборудования энергоблока №2 Ленинградской АЭС-2 в первой топливной кампании с показателями надёжности аналогичных групп оборудования энергоблока №1 в топливных кампаниях №1–3, а также сравнительный анализ показателей надёжности групп оборудования, энергоблока №1 в топливных кампаниях 1-3 между собой. Сравнение проводилось в виде проверки статистической гипотезы о росте показателей

надёжности на основании информации об отказах, дефектах и повреждениях в работе оборудования энергоблоков №1, 2 Ленинградской АЭС-2, зафиксированных в ходе эксплуатации.

Статистический анализ показателей надёжности выполнялся в соответствии с «Методикой оценки показателей надёжности элементов энергоблоков с ВВЭР-1000, важных для безопасности и моделируемых в рамках ВАБ, по данным опытной эксплуатации в увеличенных сверх 12 месяцев (до 18 месяцев) межремонтных периодах» №МТ1.3.3.99.0148-2013 (далее – Методика). С учетом рекомендаций руководства по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по порядку выполнения анализа надёжности систем и элементов атомных станций, важных для безопасности, и их функций» (РБ-100-15).

Выполнена оценка показателей надёжности групп оборудования в первой топливной кампании для энергоблока №2 и в топливных кампаниях 1-3 для энергоблока №1. Получены точечные оценки и верхние доверительные границы для интенсивности потока событий непрерывно работающего оборудования и вероятности отказа на требование дискретно работающего оборудования.

На основании проведенного сравнительного анализа показателей надёжности групп оборудования энергоблоков №1, 2 Ленинградской АЭС-2 был сделан вывод об отсутствии увеличения интенсивности потока событий и увеличения вероятности отказа на требование оборудования энергоблока №2 в первой топливной кампании по сравнению с 12-месячными кампаниями энергоблока №1 и оборудования энергоблока №1 в топливных кампаниях 1-3, что является обоснованием возможности увеличения периода между ремонтами, поскольку свидетельствует об отсутствии ухудшения показателей надёжности оборудования энергоблоков №1, 2 при переходе к эксплуатации в межремонтных периодах длительностью более 12 месяцев.

## **ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕКУЩЕГО И ПРОГНОЗИРУЕМОГО УРОВНЕЙ НАДЁЖНОСТИ ЭЛЕМЕНТОВ (ОБОРУДОВАНИЯ И АГРЕГАТОВ) ЭНЕРГОБЛОКА № 3 РОСТОВСКОЙ АЭС. РАЗРАБОТКА ИНФОРМАЦИОННОЙ МОДЕЛИ НАДЁЖНОСТИ ВАЖНЫХ ДЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ СИСТЕМ И ЭЛЕМЕНТОВ**

*к.ф.-м.н. В.В. Таратунин, к.ф.-м.н. А.И. Елизаров, А.В. Чаганов*

Работы выполнялись в рамках договора от 05.07.2021 №9/162178-Д на тему «Анализ опыта эксплуатации и выполнение периодической оценки безопасности энергоблока №3 Ростовской АЭС», этап 6 «Определение текущего и прогнозируемого уровней надёжности элементов (оборудования и агрегатов) энергоблока №3 Ростовской АЭС в соответствии с утвержденным перечнем. Разработка информационной модели надёжности важных для безопасности систем и элементов».

В ходе работ в части разработки информационной модели надёжности важных для безопасности систем и элементов была выполнена оценка современных возможностей стационарных информационных систем по сбору данных по опыту эксплуатации оборудования АЭС, а также сформулированы концептуальная и информационная модели надёжности, определены требования к структуре базы данных по опыту эксплуатации и основные принципы контроля качества заполнения и пригодности данных для выполнения количественного анализа надёжности. Также была выполнена оценка текущего и прогнозируемого уровня надёжности электронасосных агрегатов системы ввода бора АЦНА 150/110, 2.5ПТМ 6,3/160А-УХЛ4-АС, системы аварийной питательной воды и системы продувки-подпитки первого контура АЦНА 150/90, АЦНА 60/185, АЦНА 72/54 и системы технического водоснабжения ответственных потребителей группы «А» ЦНСА-3600/55.

## **СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ КОМПЛЕКСА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ПРОГРАММ «ЭНЕРГИЯ» И КОМПЛЕКСА СПЕЦИАЛЬНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЛОКАЛЬНЫХ СЕТЕЙ ВЕРХНЕГО УРОВНЯ**

*Р.В. Плеханов, Д.А. Лысов, А.С. Немиров, В.С. Дадакин, к.т.н. В.Е. Дружинин*

В 2022 г. в АО «ВНИИАЭС» выполнены работы по сопровождению эксплуатации на Курской и Смоленской АЭС программного комплекса (ПК) «Энергия», предназначенного для проведения нейтронно-физических расчетов (НФР) по сопровождению эксплуатации реакторов РБМК-1000, и комплекса специального программного обеспечения локальных сетей верхнего уровня (КП ЛСВУ), входящего в состав информационно-измерительной системы (ИИС) «Скала-микро» энергоблоков Смоленской АЭС, предназначенного для контроля технологических процессов и информационной поддержки операторов.

Разработчиком этих комплексов является АО «ВНИИАЭС». Комплексы программ включают аттестованные программы расчета нейтронно-физических характеристик (НФХ), базы данных, программное обеспечение обработки данных и программное обеспечение графического отображения информации. Комплексы ориентированы на работу операторов технологов БЩУ-О и сотрудников ОЯБиН АЭС.

Характерной особенностью комплекса специального программного обеспечения локальных сетей верхнего уровня является использование в оперативном режиме системы контроля реакторов Смоленской АЭС полномасштабного НФР кода POLARIS, с использованием которого осуществляется подготовка опорного НФР для системы контроля, on-line оценка подкритичности и информационная поддержка вывода реакторов в критическое состояние.

По договору № 9/98885-Д на Смоленской АЭС выполнены следующие работы:

- доработка и передача в опытно-промышленную эксплуатацию программного комплекса «ОПЕРА» и вспомогательного программного обеспечения (ПО) текущего планирования перегрузок;

- доработка программы «POLARIS» для использования в составе автоматизированной системы подготовки последовательности извлечения стержней СУЗ для вывода реакторов энергоблоков № 1 и № 2 в критическое состояние после внеплановых остановов и в составе ПК «ОПЕРА»;

- корректировка вспомогательного и сервисного программного обеспечения ПК «Энергия».

- проверка работоспособности программ «ТРОЙКА» и «POLARIS» для проведения расчетов НФХ в условиях проведения работ по управлению ресурсными характеристиками (УРХ) графитовой кладки (ГК) реактора энергоблока № 3.

По результатам выполненных работ:

- модернизированные версии ПК «ОПЕРА» и программы «POLARIS» рекомендованы к внедрению в опытно-промышленную эксплуатацию на энергоблоках № 1 – № 3 Смоленской АЭС.

- подтверждена пригодность ПК «Энергия» для проведения расчетов нейтронно-физических характеристик и технологических параметров (ТП) реактора энергоблока № 3 при проведении УРХ ГК.

По договору № 9/116567-Д на Смоленской АЭС выполнены следующие работы:

- проведена периодическая проверка работоспособности КП ВУ и КП СМО на энергоблоке № 3 Смоленской АЭС. По результатам проверки составлен список предложений по улучшению и устранению замечаний в работе;



- выполнена доработка программы ИТП ВИУР в части устранения зарегистрированных событий при сохранении электронного журнала и реализации функции автоматического съема сигнальной подсветки каналов с ВРД-В после устранения отклонений показаний секций датчиков.

По договору № 9/133431-Д на Курской АЭС выполнены следующие работы:

- доработка форматов вывода данных по загрузке активной зоны и результатам расчета НФХ по программам «ТРОЙКА» и «POLARIS» для автоматизированной системы (АС) контроля НФХ энергоблоков Курской АЭС в связи с началом подпитки энергоблока № 2 топливом с обогащением 2,6 %;

- доработка программ обработки данных аксиального распределения энерговыработки топлива энергоблоков № 3 и № 4 Курской АЭС;

- корректировка вспомогательных программ ПК «Энергия», обеспечивающих преобразование данных ИИС «Скала-микро» к формату базы данных (БД) ПК «Энергия»:

- в связи с установкой на энергоблоке № 1 подвесок с КНТ-24 в ячейках СУЗ взамен демонтированных стержней УСП выполнена доработка программы подготовки данных и корректировка БД ПК «Энергия» энергоблока № 1;

- корректировка БД ПК «Энергия» энергоблока № 3 в связи с началом загрузки ДП сб. 2365.00.000-05;

- по окончании работ по УРХ ГК на энергоблоках № 3 и № 4 выполнена корректировка БД ПК «Энергия» по результатам резки графитовых колонн;

- проведены консультации по обработке результатов измерений и выполнены тестовые расчеты градуировочных коэффициентов и дисперсий калибровки ВРДР по программе «GRAD» ПК «Энергия» по результатам полномасштабной градуировки ВРД-Р энергоблока № 2 в декабре 2021 г.;

- разработан формат и ПО вывода результатов расчетов по программе «Призма-М-Аналог» для представления в БД НФХ ОЯБиН ЯЭУ;

- проведен сравнительный анализ результатов расчета мощности реактора по тепловому балансу (ТБ) на энергоблоках № 2 – 4 по программам «Призма-М-Аналог» ПК «Энергия» и «ПРИЗМА-М» ИИС «Скала-микро». По результатам анализа подтверждено корректное использование теплофизических параметров РУ в ПК «Энергия» и выполнена дополнительная настройка параметров расчета мощности РУ по тепловому балансу (ТБ);

- проведен анализ результатов расчета парового коэффициента реактивности (ПКР) энергоблока № 4 в октябре 2022 г. и изменения подкритичности реактора энергоблока № 2 в состоянии с МЗР в ходе загрузки ТВС начального обогащения 2,6 % в АС контроля НФХ.

Результаты работ по технической поддержке ПК «Энергия» отражены в технической справке «Обеспечение технической поддержки эксплуатации ПК «Энергия» при проведении расчетов НФХ энергоблоков № 1 – № 4 Курской АЭС», рег. № Тс-Д2120-098/2022.

## **РАЗРАБОТКА ПРОГРАММНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ПО АВТОМАТИЗИРОВАННОМУ ПРОГНОЗУ ПОТРЕБНОСТИ ЭНЕРГООБЛОКОВ РБМК-1000 СМОЛЕНСКОЙ АЭС В СВЕЖЕМ ЯДЕРНОМ ТОПЛИВЕ**

*Р.В. Плеханов, Д.А. Лысов, к.т.н. В.Е. Дружинин*

В рамках оказания услуг по договору № 9/174024-Д от 02.09.2021 «Разработка программного обеспечения по автоматизированному прогнозу потребности энергоблоков РБМК-1000 Смоленской АЭС в свежем ядерном топливе» разработаны программа для ЭВМ PrognozSTVS и база данных (БД) STVS.

При оказании услуг сотрудниками АО «ВНИИАЭС»:

- разработан алгоритм прогноза потребности реакторов РБМК-1000 энергоблоков Смоленской АЭС в свежем ядерном топливе (СЯТ) с учетом загрузки ТВС с повышенным содержанием четных изотопов урана;

- с использованием реляционной кроссплатформенной СУБД (FireBird 3.0.8) разработана база данных (БД) STVS, содержащая исходную информацию для прогнозирования, информацию о графиках ремонтов (включая перспективные), необходимые данные для работы программы прогноза, информацию о результатах расчётов;

- БД STVS наполнена актуальными на момент проведения приемочных испытаний данными;

- разработан модуль прогнозирования потребности в СЯТ на основании результатов работы программы моделирования перегрузок Opera-M, включающего аттестованный модуль трехмерного нейтронно-физического расчета Polaris (версия 6.2);

- разработан модуль автоматизированной генерации отчетов по прогнозному и фактическому потреблению ядерного топлива;

- разработана инструкция пользователя;

- ПО PrognozSTVS установлено на рабочую станцию персонала ОЯБиН, БД STVS установлена на сетевом сервере SM-STVS ЛВС Смоленской АЭС;

- выполнена наладка ПО PrognozSTVS, установленного на рабочие станции ОЯБиН;

- проведены приемочные испытания и обучение персонала.

В ОЯБиН Смоленской АЭС передана инструкция пользователя и DVD-диск с ПО PrognozSTVS и БД STVS.

В ходе приемочных испытаний выполнены тестовые расчеты потребления СЯТ энергоблоками Смоленской АЭС в пронозный период с 01.01.2022 по 31.12.2022 и подготовлен протокол приемочных испытаний.

По результатам испытаний программное обеспечение по автоматизированному прогнозу потребности энергоблоков РБМК-1000 Смоленской АЭС в свежем ядерном топливе принято в опытную эксплуатацию.

По замечаниям заказчика доработан модуль автоматизированной генерации отчетов по прогнозному и фактическому потреблению СЯТ, а также руководство пользователя (техническое описание). Выполнены тестовые расчеты по прогнозу потреблению СЯТ на Смоленской АЭС в период 01.01.2022 по 31.12.2022. Отклонение расчетных значений расхода СЯТ от фактического не превышают 5% и находятся в допустимом диапазоне.

## **УСЛУГИ ПО ОСУЩЕСТВЛЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ АКТИВНЫХ ЗОН ДЕЙСТВУЮЩИХ АЭС. ПРОВЕДЕНИЕ РАСЧЕТОВ НФХ, ВЕРИФИКАЦИЯ И АТТЕСТАЦИЯ УТОЧНЕННЫХ ВЕРСИЙ БИБЛИОТЕК НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ КОНСТАНТ И ПРОГРАММ КОМПЛЕКСА "ЭНЕРГИЯ", АДАПТИРОВАННЫХ ДЛЯ РАСЧЕТОВ ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРОВ РБМК-1000 В УСЛОВИЯХ ПЕРЕХОДА НА ТОПЛИВО С ПОВЫШЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ ЧЕТНЫХ ИЗОТОПОВ УРАНА**

*Р.В. Плеханов, Д.А. Лысов, А.С. Немиров, Л. Зинаков, И.Е. Иванов, С.А. Бычков, Н.А. Грушин, к.т.н. В.Е. Дружинин, к.т.н. Ю.В. Шмонин*

Проведен комплекс работ по модернизации и верификации программ для ЭВМ ТРОЙКА (версия 8.2), POLARIS (версия 6.3) и MNT-CUDA (версия 2.1) для работы с новыми версиями библиотек констант для расчета нейтронно-физических характеристик РБМК-1000.

Программа MNT-CUDA позиционируется как код повышенной точности.

Указанные программы предназначены для эксплуатационных нейтронно-физических расчётов в составе программного комплекса «Энергия» в условиях проведения работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки и перевода реакторов РБМК-1000 на подпитку топливом с повышенным содержанием четных изотопов урана (ТВС-ПЧИ).

Для оценки погрешности расчета тех параметров, которые не могут быть определены экспериментально, проведено их сравнение с результатами расчетов, выполненных по верифицированным и аттестованным кодам, включая результаты прецизионных расчетов по программному комплексу (ПК) MCU-RBMK реперного класса точности.

Заказчику передан технический отчет «Верификация программ ТРОЙКА и POLARIS для проведения расчетов НФХ реакторов РБМК-1000 в условиях перевода на топливо ТВС-ПЧИ и проведения работ по УРХ (Отчет о верификации)». Рег. № От-Д2120-037/2022.

В отчете представлена существенно дополненная по сравнению с материалами верификации ранее аттестованных версий программ ТРОЙКА и POLARIS верификационная база, включены дополнительные материалы, полученные на этапах работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки в 2018 – 2022 гг., а также материалы, полученные после начала загрузки ТВС-ПЧИ в реакторы РБМК-1000 энергоблоков Курской, Смоленской и Ленинградской АЭС. Разработаны проекты аттестационных паспортов программ для ЭВМ ТРОЙКА (версия 8.2) и POLARIS (версия 6.3).

По программе MNT-CUDA заказчику передан верификационный отчет «Верификация программы MNT-CUDA (версия 2.1)». Рег. № От-Д2120-068/2022, содержащий описание программы повышенной точности MNT-CUDA (версия 2.1) и результаты ее верификации. Программа позволяет проводить комбинированные (детальные по геометрии многогрупповые в одних регионах и квазигомогенные малогрупповые в других регионах) расчеты реактора РБМК или его фрагментов, готовить или уточнять библиотеки малогрупповых констант, проводить детальные по геометрии расчеты РБМК в многогрупповом приближении. Для верификации привлекались результаты нейтронно-физических расчетов, выполненных с использованием реперного ПК «MCU-RBMK», результаты расчетов по аттестованной программе «ТРОЙКА», а также результаты измерений НФХ, проведенных на

действующих энергоблоках с реакторами РБМК-1000. Приведены: назначение и область применения программы MNT-CUDA; общее описание программного средства; матрица верификации, опирающаяся на большую группу прецизионных расчетных тестов и результаты измерений НФХ на действующих энергоблоках; описание экспериментов и программных тестов, результаты верификации.

## **ОБОСНОВАНИЕ ПРЕДЕЛЬНОГО ЗНАЧЕНИЯ МАССЫ УДАЛЯЕМОГО ГРАФИТА ПОСЛЕ ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТ ПО УРХ В ТЕЧЕНИЕ ОСТАВШЕГОСЯ ПЕРИОДА ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ ЭНЕРГОБЛОКОВ**

### **№ 3 И № 4 ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС**

*Р.В. Плеханов, Д.А. Лысов, А.С. Немиров, к.т.н. В.Е. Дружинин,*

*к.т.н. Ю.В. Шмонин*

Ремонтно-восстановительные работы по управлению ресурсными характеристиками (УРХ) графитовой кладки (ГК) на реакторах РБМК-1000 обеспечивают уменьшение стрел прогиба каналов, увеличение зазора с кожухом реактора. В процессе работ по УРХ ГК производится резка графитовых колонн и удаление продуктов резки из реактора. Удаление части графита кладки влияет на уран-графитовое отношение и, как следствие, на нейтронно-физические характеристики (НФХ) реакторов.

Цель работы: обоснование предельного значения массы удаляемого графита после выполнения этапов работ по УРХ при сохранении условий нормальной эксплуатации реакторов РБМК-1000 энергоблоков № 3 и № 4 Ленинградской АЭС в течение оставшегося периода эксплуатации. Под предельным значением массы удаляемого графита понимается максимальное количество графита, которое можно удалить из активной зоны реактора без нарушения условий нормальной эксплуатации.

Оценки предельной массы удаляемого графита и обоснование безопасности работы реакторов подготовлено на основе результатов детального моделирования работы энергоблоков № 3, 4 Ленинградской АЭС в условиях дожигания топлива, выгружаемого после остановки для вывода из эксплуатации энергоблоков № 1 и 2 Ленинградской АЭС, загрузки топлива с повышенным содержанием четных изотопов урана и поэтапного проведения работ по управлению ресурсными характеристиками графитовой кладки.

Для повышения достоверности и оценки неопределенности результатов расчеты по моделированию работы реакторов и оценке предельной массы удаляемого графита выполнены с использованием независимых программных комплексов, используемых для подготовки обоснований безопасности и анализа ядерной безопасности реакторов РБМК-1000: ЭНЕРГИЯ (АО «ВНИИАЭС»), SADCO (АО «НИКИЭТ»), STEPAN-3 (НИЦ «Курчатовский институт»), BARS-COTT (ООО «БНК») и MCU-RBMK (АО «ВНИИАЭС»).

Результаты расчетных исследований доказывают, что наиболее чувствительной характеристикой к удалению части графита и загрузке ТВС с повышенным содержанием четных изотопов урана НФХ реакторов энергоблоков № 3 и 4 Ленинградской АЭС является паровой коэффициент реактивности (ПКР).

Оценки предельной массы удаляемого графита получены с использованием консервативного подхода, при котором для поддержания НФХ в установленных эксплуатационных пределах используется только выгрузка ДП и не рассматриваются другие факторы, например, снижение нижней границы эксплуатационного диапазона ПКР или уменьшение содержания эрбия в свежем топливе.

По результатам расчетных исследований НФХ остаются в установленных пределах при удалении до 70 т графита. Исключение составляет ПКР. При снижении ПКР до отрицательных значений (минус 0,5 βэф) все остальные НФХ важные для безопасности остаются в установленных пределах.

Консервативно оцененная предельная масса удаляемого графита с учетом установленного эксплуатационного диапазона для ПКР составила:

- для энергоблока № 3 – 63 т;

- для энергоблока № 4 – 54 т.

Меньшее значение предельной массы удаляемого графита для реактора энергоблока № 4 определяется загрузкой большего количества ТВС с повышенным содержанием четных изотопов урана.

Оценка неопределенности выполнена с учетом результатов расчетов по всем перечисленным программным комплексам. Значение неопределенности в оценке предельной массы удаляемого графита составляет 8 т.

На основании результатов независимого моделирования работы реакторов по различным программным комплексам и перекрестных расчетов нейтронно-физических характеристик на модельных состояниях, подготовленных по комплексу ЭНЕРГИЯ, обосновано, что НФХ реакторов на этапах выполнения работ по управлению ресурсными характеристиками до момента планового останова для вывода из эксплуатации находятся в установленных пределах и ядерная безопасность эксплуатации реакторов энергоблоков № 3 и 4 обеспечивается без реализации дополнительных мер по управлению НФХ.

Результаты оценки предельных масс удаляемого графита могут быть уточнены на основании результатов измерений НФХ на этапах управления ресурсными характеристиками.

По результатам работы заказчику передан отчет «Обоснование предельного значения массы удаляемого графита после выполнения работ по УРХ в течение оставшегося периода эксплуатации реакторов энергоблоков № 3 и 4 Ленинградской АЭС» рег. № ТС-Д2120-008/2022.

Работа выполнена в АО «ВНИИАЭС», АО «НИКИЭТ», НИЦ «Курчатовский институт и ООО «БНК».

## **АДАПТАЦИЯ И НАСТРОЙКА ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА «MNT-CUDA» НА АРМ ОЯБИН ЯЭУ КУРСКОЙ АЭС**

*К.ф.-м.н. И.Е. Иванов, Д.А. Лысов, С.А. Бычков, к.т.н. В.Е. Дружинин*

Проведена настройка, адаптация и постановка в ОЯБиН Курской АЭС версии программы MNT-CUDA для расчетной поддержки эксплуатации энергоблоков Курской АЭС, остановленных для подготовки к выводу из эксплуатации.

По результатам работы выпущена техническая справка «Программный комплекс MNT-CUDA (версия 2.0). Версия для расчета параметров безопасности энергоблоков Курской АЭС, остановленных для вывода из эксплуатации. Описание программы и руководство по эксплуатации». Рег. № Тс-Д2120-019/2022.

Программа MNT-CUDA (версия 2.0) разработана в АА «ВНИИАЭС», зарегистрирована под № 2021614214 от 10.03.2021 в государственном реестре программ для ЭВМ.

Программа позволяет решать однородное и неоднородное уравнение переноса нейтронов в активной зоне реактора РБМК-1000 методом Монте-Карло, с возможностью детального моделирования переноса нейтронов в отдельных фрагментах

реактора. При этом используется технология распараллеливания вычислений на графических процессорах (вычислительная платформа NVIDIA CUDA).

Область применения программы для ЭВМ «MNT-CUDA» (версия 2.0) для реакторов РБМК-1000: расчеты НФХ реактора для решения широкого круга задач; проведение поверочных расчетов повышенной точности на прецизионных библиотеках малогрупповых констант, подготовленных по коду MSU в соответствующих задачах полномасштабного расчета активных зон РБМК-1000; верификация инженерных расчетных моделей и кодов.

## **ВЫПОЛНЕНИЕ РАБОТ ПО РАСЧЕТНОМУ СОПРОВОЖДЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИИ АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРОВ ЭНЕРГОБЛОКОВ № 3 И № 4 ПРИ ЗАГРУЗКЕ ОТВС ВЫГРУЖЕННЫХ ИЗ РЕАКТОРОВ ЭНЕРГОБЛОКОВ № 1 И № 2 ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС ДЛЯ ДОЖИГАНИЯ**

*Р.В. Плеханов, Д.А. Лысов, к.т.н. В.Е. Дружинин*

Выполнены работы расчетному контролю и независимой обработке результатов измерений НФХ в процессе загрузки дожигаемых ОТВС, подготовка рекомендаций по корректировке режимов дожигаания ОТВС, согласование изменения режимов дожигаания по запросам Ленинградской АЭС в 2021 году

Результаты работ по систематическому расчётному контролю НФХ в процессе загрузки ОТВС для дожигаания в реакторы энергоблоков № 3 и 4 Ленинградской АЭС в 2022 году:

- характеристики формируемых загрузок активных зон реакторов удовлетворяют требованиям методики планирования перегрузок, правил ядерной безопасности и РД;

- физические и динамические характеристики паспорта РУ энергоблоков № 3 и 4 не ухудшаются;

- при проведении загрузки ОТВС для дожигаания ядерная безопасность реакторов энергоблоков № 3 и 4 обеспечивается.

- отклонения оперативного запаса реактивности за пределы диапазона, установленного Технологическим регламентом, не отмечено, достигнутого значения ОЗР при работе на номинальном уровне мощности соответствует прогнозным расчетам;

- по результатам независимой обработки измерений нейтронно-физических характеристик в 2022 году в процессе загрузки ОТВС для дожигаания величины ПКР и БМКР на энергоблоках № 3 и 4 поддерживалась в установленных пределах и соответствовали установленным требованиям.

В ходе работ подготовлены прогнозные расчетные оценки изменения НФХ в течение эксплуатации энергоблоков № 3 и 4 Ленинградской АЭС в 2022 - 2025 годах, выполненные с учётом перспективных графиков ремонтов и количества ремонтируемых ячеек при выполнении работ по УРХ ГК, планов по режиму загрузки ОТВС ПИД из остановленных энергоблоков и с учётом подпитки СТВС ПЧИ.

Выполненные расчётные исследования основаны на моделировании работы реакторов с использованием программы OPERA. Моделирование проводилось с имитацией перегрузки каждой ТВС с учетом регулировки расходов теплоносителя, управления РЭ стержнями СУЗ и трехмерного полномасштабного расчета выгорания. Перегрузки ТВС осуществлялись в соответствии с требованиями МТ 1.1.4.02.1672 с соблюдением технологических ограничений на загрузку ТВС и расчетных ограничений по неравномерности РЭ. В процессе моделирования выполнялись расчёты НФХ по программе POLARIS.

При моделировании рассмотрены различные графики выгрузки ДП, отличающихся количеством ДП, остающихся в а.з. к концу моделирования:

- в соответствии с рассмотренными графиками на энергоблоке № 3 к концу 2025 года в варианте № 1 графика выгрузки в а. з. не остаётся ДП. В соответствии со вторым вариантом графика выгрузки к концу 2025 года в а. з. энергоблока № 3 остаётся 13 ДП.

- в соответствии с используемыми графиками на энергоблоке № 4 к концу 2025 года в варианте № 1 графика выгрузки в а. з. не остаётся ДП. В соответствии со вторым вариантом графика выгрузки к концу 2025 года в а. з. энергоблока № 3 остаётся 18 ДП.

По результатам выполненного моделирования для поддержания ПКР в установленном диапазоне на энергоблоках № 3 и 4 рекомендовано придерживаться графика выгрузки ДП варианта № 1.

Выполнены прогнозные оценки поведения максимальной температуры графита в условиях продления ДСЭ до 50 лет:

- на энергоблоке № 3 к концу 2029 года при работе на мощности 3200 МВт максимальная температура графита может достигнуть значения 800 °С. Для снижения максимальной температуры ГК до 730 °С, необходимо к концу 2029 года снизить мощность реактора на 500 МВт, т.е. до 2700 МВт. Снижение мощности рекомендуется делать ступенчато, при приближении максимальной температуры графита к 730 °С. Или, в соответствии с тенденцией роста температуры графита, обозначенной на рисунке 5, – снижать мощность на 100 МВт, в среднем, через каждые 500 - 550 суток.

- на энергоблоке № 4 к концу 2029 года при работе на мощности 3200 МВт максимальная температура графита может достигнуть значения 760 °С. Для снижения максимальной температуры ГК до 730 °С, необходимо к концу 2029 года снизить мощность реактора на 200 - 250 МВт, т.е. до 2950 - 3000 МВт. Снижение мощности рекомендуется делать ступенчато, при приближении максимальной температуры графита к 730 °С. Или, в соответствии с тенденцией роста температуры графита, снижать мощность на 100 МВт, в среднем, через каждые 900 суток.

По результатам работы подготовлена техническая справка «Систематический расчетный контроль и независимая обработка измерений НФХ в процессе загрузки дожигаемых ОТВС, подготовка рекомендаций по корректировке режимов дожигания ОТВС, согласование изменения режимов дожигания по запросам Ленинградской АЭС в 2022 году. Рег № Тс-Д2120-099/2022.

## **ВЫПОЛНЕНИЕ РАБОТ ПО КОМПЛЕКСНОМУ ИНЖЕНЕРНОМУ И РАДИАЦИОННОМУ ОБСЛЕДОВАНИЮ БЛОКОВ № 1, 2 ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС**

*Р.В.Плеханов, Д.А.Лысов, к.т.н. В.Е. Дружинин*

На этапе 3 работы сформирована модель реакторной установки энергоблока № 1 Ленинградской АЭС для выполнения расчёта по программе MCU-RVMK наведённой активности при изменении изотопного состава в конструкционных элементах в процессе эксплуатации реактора. При формировании расчётной модели в детальной геометрии учтены следующие конструкционные элементы активной зоны:

- схема «КЖ», трубы ТК и СУЗ (в пределах Zг трубы канала), трубы ТК и СУЗ (стальная часть);

- конструкция КОО;

- внутренняя обечайка бака схемы «Л», внешняя обечайка бака схемы «Л», металлоконструкции между внутренней и внешней обечайкой бака схемы «Л»;

- песок, бетон, защитные плиты, защитные экраны верхние (над защитными плитами);

- нижняя стальная плита схемы «Е», засыпка серпентинитовая схемы «Е», верхняя стальная плита схемы «Е», обечайка схемы «Е», сваренные тракты схемы «Е», металлоконструкции между верхней и нижней плитой схемы «Е»;
- внутренняя обечайка бака схемы «Д», внешняя обечайка бака схемы «Д», металлоконструкции между внутренней и внешней обечайкой бака схемы «Д»;
- катковые опоры, опорные плиты, опорные стаканы, диафрагма;
- верхняя стальная плита схемы «ОР», засыпка серпентинитовая схемы «ОР», нижняя стальная плита схемы «ОР», обечайка схемы «ОР», сваренные тракты схемы «ОР»;
- металлоконструкции схемы «Э»;
- графитовая кладка и графитовые втулки.

С использованием сформированной модели по программе MCU-RBMK выполнены расчёты изменения изотопного состава и радиационных характеристик конструктивных элементов реактора энергоблока № 1 Ленинградской АЭС. При проведении расчётов учитывались:

- реальный график мощности реактора в процессе эксплуатации;
- замена технологических каналов в период реконструкции активной зоны.

Расчёт проведён с использованием не аналогового метода Монте-Карло. Статистическая погрешность расчёта потоков нейтронов в активной зоне не превышает 0,1 %.

Для каждого конструктивного элемента определена удельная активность в зависимости от времени выдержки.

Выполнена верификация результатов по имеющимся экспериментальным данным удельной активности проб графитовой кладки, проб верхней и нижней плит металлоконструкций схемы «Е», а также по значениям МАЭД от технологических каналов. В рамках неопределённостей результаты расчётов и измерений согласуются удовлетворительно.

Результаты расчётов и верификации представлены в виде таблиц и графиков и оформлены в виде разделов «Отчёта по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования для вывода из эксплуатации реакторной установки блока № 1 Ленинградской АЭС», передаваемого заказчику по договору.

## **РАССМОТРЕНИЕ И СОГЛАСОВАНИЕ ДОКУМЕНТАЦИИ ПО ПОВТОРНОМУ ИСПОЛЬЗОВАНИЮ (ДОЖИГАНИЮ) ОБЛУЧЕННЫХ ТВС РБМК-1000, ЭКСПЛУАТИРОВАВШИХСЯ НА ЭНЕРГООБЛОКАХ № 1 И № 2, ОСТАНОВЛЕННЫХ ДЛЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ, НА ЭНЕРГООБЛОКАХ № 3 И № 4 КУРСКОЙ АЭС**

*Р.В. Плеханов, Д.А. Лысов, к.т.н. В.Е. Дружинин, к.т.н. Ю.В. Шмонин*

Выполнены расчётные исследования для обоснования безопасности загрузки ОТВС из активной зоны энергоблока № 1 Курской АЭС, остановленного для вывода из эксплуатации, в реакторы энергоблоков № 3 и 4. Расчётные исследования выполнены на основе моделирования работы реакторов с учётом перспективных графиков ремонтов с выполнением работ по УРХ ГК и загрузки СТВС-ПЧИ.

Максимальная энерговыработка ОТВС, используемых для дожигания, ограничивалась величиной 2200 МВт сут/ТВС, всё количество ОТВС энергоблока № 1 разделялось на две равные части (511 и 510 шт.) для загрузки в энергоблоки № 3 и 4.

Моделирование работы реакторов проведено с учетом ограничений и рекомендаций типовой методики планирования перегрузок. При проведении расчётов



использован ПК POLARIS и ПК ОПЕРА, для которых накоплен значительный опыт применения для планирования перегрузок топлива и подготовки обоснований безопасности эксплуатации РБМК-1000. Расчетное моделирование работы реактора выполнялось с имитацией перегрузки каждой ТВС с учетом регулировки расходов теплоносителя, управления РЭ стержнями СУЗ и трехмерного полномасштабного расчета выгорания.

При моделировании рассматриваемый срок дожигания ОТВС из энергоблока № 1 составлял два года, начиная с 20.12.2022 до начала 2025 года, после чего должно начаться дожигание ОТВС ПИД из энергоблока № 2.

Проведен анализ нескольких схем выбора последовательности ОТВС для дожигания, выгружаемых из энергоблока № 1:

- начиная с ОТВС с минимальными энерговыработками;
- начиная с ОТВС со средней энерговыработкой и последующим выбором поочередно в стороны уменьшения и увеличения энерговыработок (т.е. последними будут выбраны ТВС с максимальной и минимальной энерговыработкой);
- поочередной загрузки ОТВС с максимальной и минимальной энерговыработкой (т.е. последними будут загружены ОТВС со средней энерговыработкой).

При моделировании работы реакторов не рассматривалась выгрузка ДП из активной зоны в процессе эксплуатации. Подпитка СТВС осуществлялась с использованием СТВС-ПЧИ с повышенным содержанием чётных изотопов урана, с массовым содержанием  $^{236}\text{U}$ , равным 1 %.

По результатам расчетов до начала 2025 года НФХ и ТП реакторов энергоблоков № 3 и 4 сохраняются в пределах допустимого диапазона при во всех вариантах дожигания. Исключение составляет энергоблок № 4 при загрузке ОТВС по схеме «начиная со средних энерговыработок», в котором значение ПКР опускается ниже значения  $0,3 \beta_{\text{эф}}$  после ремонта 2024 года.

После окончания дожигания ОТВС энергоблока № 1, начиная с середины 2025 года, во всех вариантах наблюдается снижение ПКР с нарушением значения  $0,3 \beta_{\text{эф}}$ , обусловленное загрузкой и выгоранием топлива с повышенным содержанием чётных изотопов урана.

Уменьшение ПКР ниже предела допустимого диапазона на энергоблоке № 4 при дожигании ОТВС по схеме «начиная со средних энерговыработок» к концу 2024 года и снижение ПКР на всех энергоблоках, начиная с середины 2025 года, обусловленное загрузкой и выгоранием топлива с повышенным содержанием чётных изотопов урана и ремонтом ГК на энергоблоке № 4 в 2025 году) может быть скомпенсировано выгрузкой ДП, количество которых к моменту окончания моделирования составляет 27 шт. Кроме того необходимо учитывать, что начиная с 2025 года начнётся дожигание ОТВС ПИД из энергоблока № 2, которое приведёт к увеличению ПКР.

Экономия расхода СТВС оценивалась в сравнении с «базовым» вариантом моделирования работы энергоблоков № 3 и 4 с подпиткой исключительно СТВС-ПЧИ.

К началу 2025 года оценка экономии топлива, обусловленная дожиганием ОТВС ПИД из реактора энергоблока № 1, выраженная в количестве сэкономленных СТВС, составляет около 300 шт. на каждом из энергоблоков № 3 и 4. При использовании соотношения загрузки 5 СТВС : 7 ОТВС процесс дожигания продолжается около 620 эф. сут.

По результатам расчётных исследований ядерная безопасность реакторов энергоблоков № 3 и 4 в режиме дожигания ОТВС, выгруженных из реактора энергоблока № 1, обеспечивается.

По результатам работы выпущена техническая справка «Рассмотрение и согласование обоснования безопасности и программы загрузки облучённых ТВС,

эксплуатирувавшихся на энергоблоке № 1, в реакторы энергоблоков № 3 и 4 Курской АЭС». Рег. № Тс-Д2120-012/2022.

## **ОЦЕНКА ИЗМЕНЕНИЯ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРОВ РБМК-1000 ЭНЕРГОБЛОКОВ № 2 – 4 КУРСКОЙ АЭС В УСЛОВИЯХ ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТ ПО УРХ И ЗАГРУЗКИ ТВС С ПОВЫШЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ ЧЕТНЫХ ИЗОТОПОВ УРАНА**

*К.т.н. В.Е. Дружинин, Д.А. Лысов, Р.В. Плеханов, А.С. Немиров*

В условиях дополнительного срока эксплуатации (ДСЭ) энергоблоков с реакторами РБМК-1000, при поэтапном выполнении работ по УРХ, резке ГБ, удалении продуктов резки из реактора происходит изменение уран-графитового отношения и, как следствие, изменение НФХ реактора. Наибольшую чувствительность к изменению уран-графитового отношения имеет ПКР реактора, значение которого снижается при удалении части графита кладки. Переход на загрузку ТВС с уран-эрбиевого топливом с повышенным содержанием четных изотопов урана также приводит к снижению ПКР.

Для определения тенденций поведения НФХ реакторов энергоблоков в условиях ДСЭ и принятия своевременных мер по компенсации их приближения к пределам установленных диапазонов выполнены расчётные исследования на прогнозный период 2022 – 2024 годы. При проведении расчётных исследований рассмотрены энергоблоки № 2 – 4 Курской АЭС.

В рамках расчётных исследований выполнены прогнозные оценки НФХ реакторов на период до 2028 года с учётом планируемых режимов работы дожигания ОТВС из остановленных энергоблоков № 1 и 2, перспективных графиков ремонтов энергоблоков, выполнения типовых объёмов работ по УРХ, загрузки и выгрузки ДП, а также перевода УАО на ПЯ.

Выполненные расчётные исследования основаны на моделировании работы реакторов с использованием программы OPERA. Моделирование проводилось с имитацией перегрузки каждой ТВС с учетом регулировки расходов теплоносителя, управления РЭ стержнями СУЗ и трехмерного полномасштабного расчета выгорания. Перегрузки ТВС осуществлялись в соответствии с требованиями МТ 1.1.4.02.1672 с соблюдением технологических ограничений на загрузку ТВС и расчетных ограничений по неравномерности РЭ. В процессе моделирования выполнялись расчёты НФХ по программе POLARIS.

При моделировании учтены особенности режимов эксплуатации отдельных энергоблоков.

Начиная с 20.12.2022 года, на энергоблоках № 3 и 4 Курской АЭС предусмотрено выполнение работ по дожиганию ОТВС, выгруженных из активной зоны реактора остановленного для вывода из эксплуатации энергоблока № 1. Планируемый срок дожигания ОТВС из энергоблока № 1 Курской АЭС составляет два года, после чего начнётся дожигание ОТВС из энергоблока № 2.

В 2021 году ПКР реактора энергоблока № 2 Курской АЭС приблизился к нижнему пределу  $0,3 \beta_{эф}$  и, начиная с 2022 года, на этом энергоблоке в качестве мероприятия, направленного на повышение ПКР, осуществляется загрузка уран-эрбиевого топлива с обогащением 2,6 % по  $^{235}\text{U}$  содержащих 0,41 % эрбия.

При моделировании учтена неопределённость содержания четных изотопов урана в топливе. Для оценки влияния неопределённости содержания  $^{236}\text{U}$  на величину НФХ при моделировании работы реактора расчёты выполнены для двух вариантов загрузки ТВС - с «минимальным» и «максимальным» содержанием четных изотопов урана.

По результатам моделирования работы реактора энергоблока № 2 Курской АЭС значения НФХ находятся в установленных пределах.

По результатам моделирования работы реактора энергоблоков № 3 Курской АЭС срок дожигания ОТВС из энергоблоков № 1 и 2 составляет 1500 – 1600 эф. суток, при этом экономия СТВС составляет от 450 до 550 шт. в зависимости от режима дожигания и содержания чётных изотопов в СТВС, используемых для подпитки.

В процессе моделирования предусматривалась замена части ДПК на ДПко и выгрузка части ДП во время ремонта 2025 . Таким образом, на момент окончания моделирования оставалось 9 ДПК и 21 ДПко (в исходном состоянии в составе загрузки – 21 ДПК). В течение срока моделирования НФХ, в основном, находятся в установленных пределах, Исключение составляет ПКР, значение которого опускается ниже предела установленного диапазона  $0,3 \beta_{эф}$  при любом из рассмотренных режимов дожигания, что свидетельствует о необходимости выгрузки дополнительного количества (около 15 - 20 шт.) ДП из активной зоны в процессе эксплуатации.

По результатам моделирования работы реактора энергоблоков № 4 Курской АЭС срок дожигания ОТВС из энергоблоков № 1 и 2 составляет 1500 – 1600 эф. суток, при этом экономия СТВС составляет от 500 до 560 шт. в зависимости от режима дожигания и содержания чётных изотопов в СТВС, используемых для подпитки.

В процессе моделирования предусматривалась выгрузка части ДП во время ремонтов 2024 и 2026 годов. Таким образом, на момент окончания моделирования оставалось 27 ДПко (в исходном состоянии в составе загрузки – 9 ДПК и 27 ДПко). В течение срока моделирования НФХ, в основном, находятся в установленных пределах. Исключение составляют 2026 и 2027 годы, когда значение ПКР при загрузке ТВС с высоким содержанием чётных изотопов опускается несколько ниже установленного предела. Компенсировать снижение ПКР возможно выгрузкой 3 – 4 ДП.

Прогнозные оценки, полученные в рамках выполненной работы, позволяют предусмотреть необходимые корректирующие меры в процессе эксплуатации реакторов в период ДСЭ для поддержания НФХ в установленных пределах энергоблоков Курской АЭС.

С учётом рассмотренных графиков ремонтов, планов резки ГК, режимов дожигания ОТВС ПИД из энергоблоков № 1 и 2, а также используемого типа топлива подпитки ЭТВС с обогащением 2,8 % по 235U:

- на энергоблоке № 2 до момента останова для ВЭ компенсирующих мероприятий по поддержанию НФХ не потребуется, кроме запланированной загрузки топлива с обогащением 2,6 % по 235U;
- на энергоблоке № 3 потребуется выгрузка 15 – 20 ДП к 2028 году;
- на энергоблоке № 4 потребуется выгрузка 3 – 4 ДП к 2028 году.

**УСЛУГИ ПО НАУЧНО-МЕТОДИЧЕСКОМУ ОБЕСПЕЧЕНИЮ ОБУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА АТОМНЫХ СТАНЦИЙ, ОТВЕТСТВЕННОГО ЗА БЕЗОПАСНУЮ ЭКСПЛУАТАЦИЮ АЭС, ОСНОВАМ ТЕХНОЛОГИИ, ВОПРОСАМ ЭКСПЛУАТАЦИОННОГО ОПЫТА НА АЭС, ВОПРОСАМ ИЗМЕНЕНИЙ, ВНЕСЕННЫХ В ДЕЙСТВУЮЩУЮ ДОКУМЕНТАЦИЮ НА АЭС В ЧАСТИ АКТУАЛИЗАЦИИ УЧЕБНО-МЕТОДИЧЕСКИХ ДОКУМЕНТОВ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ПРЕДАТТЕСТАЦИОННОЙ ПОДГОТОВКИ РАБОТНИКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ, ВЫПОЛНЯЮЩИХ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ РЕАКТОРОВ ТИПА РБМК-1000, БН-600, БН-800, ПРОВЕДЕНИЕ ПОДГОТОВКИ И АТТЕСТАЦИИ ПЕРСОНАЛА АТОМНЫХ СТАНЦИЙ, ВЫПОЛНЯЮЩИХ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ РЕАКТОРОВ ТИПА РБМК-1000, БН-600, БН-800 И ОКАЗАНИЕ ИНФОРМАЦИОННО-КОНСУЛЬТАЦИОННЫХ УСЛУГ ДЛЯ ПЕРСОНАЛА, ОТВЕТСТВЕННОГО ЗА БЕЗОПАСНУЮ ЭКСПЛУАТАЦИЮ АЭС**

*К.т.н. Ю.В. Шмонин, А.С. Немиров, Д.А. Лысов, А.Д. Филиппов, к.т.н.  
В.Е. Дружинин*

В рамках оказания услуг АО «ВНИИАЭС» проведена актуализация учебно-методических материалов для проведения предаттестационной подготовки работников атомных станций, выполняющих эксплуатационные нейтронно-физические расчеты реакторов РБМК-1000, БН-600, БН-800.

Актуализированный учебно-методический материал для проведения самостоятельной подготовки работников по теме: «Эксплуатационные нейтронно-физические расчеты реакторов типа РБМК-1000, БН-600, БН-800» передан Заказчику и использован при подготовке персонала.

В соответствии с требованиями «Проведения аттестации персонала атомных станций с реакторными установками типа РБМК и БН, выполняющего эксплуатационные нейтронно-физические расчеты. Порядок» (ПОР 1.1.3.19.1691-2020) и приказом АО «ВНИИАЭС» от 11.11.2022 № 32/104-Пх «О проведении подготовки и аттестации работников атомных станций, выполняющих нейтронно-физические расчеты реакторов типа РБМК-1000, БН-600, БН-800» с 9 по 25 ноября 2022 года проведена предаттестационная подготовка и аттестация 34 работников атомных станций, выполняющих эксплуатационные нейтронно-физические расчёты реакторов типа РБМК-1000, БН-600, БН-800.

Предаттестационная подготовка проведена по «Программе предаттестационной подготовки и аттестации в 2022 году персонала атомных станций, выполняющего эксплуатационные нейтронно-физические расчеты на АЭС с реакторами РБМК и БН». В состав предаттестационной подготовки входили лекции, семинары и практические занятия с использованием комплексов программ, проведенные сотрудниками АО «ВНИИАЭС», НИЯУ МИФИ, АО «НИКИЭТ», НИЦ «Курчатовский институт» и НТЦ ЯРБ.

Аттестационная комиссия, назначенная приказом АО «ВНИИАЭС» от 11.11.2022 №32/104-Пх провела аттестацию 34 работников Белоярской, Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС. Проверка знаний и аттестация проведена по следующим направлениям:

- тестирование на знание ядерной физики и физики реакторов;
- проверка навыков решения практических задач с использованием комплексов нейтронно-физических программ;
- экзамен по билетам.

На заседаниях 18 и 25 ноября 2022 года аттестационная комиссия подтвердила квалификацию 34 работников АЭС с РБМК и БН на право самостоятельного выполнения эксплуатационных нейтронно-физических расчетов реакторов РБМК и БН, что зафиксировано в протоколах аттестационной комиссии № 01/2022, № 02/2022, № 03/2022, № 04/2022.

По результатам аттестации работникам АЭС выданы удостоверения, соответствующие записи внесены в реестр выданных аттестационных удостоверений.

Продолжительность предаттестационной подготовки и аттестации составила 72 часа.

## **РАЗРАБОТКА И АТТЕСТАЦИЯ МЕТОДИК ИЗМЕРЕНИЙ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРОВ РБМК-1000**

*К.ф.-м.н. И.Ф. Моисеев, к.т.н. В.Е. Дружинин, к.ф.-м.н. И.Е. Иванов*

Этап 1. Проведение аудита средств измерений, используемых на энергоблоках с реакторами РБМК-1000 Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС.

Проведен аудит средств измерений (СИ), используемых на Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС для энергоблоков, работающих на энергетическом уровне мощности.

АЭС обеспечили предоставление Исполнителю документации на СИ, используемые на Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС.

По результатам аудита:

- сделаны выводы о пригодности СИ для измерений параметров РУ на физических и энергетических уровнях мощности реактора в соответствии с требованиями Федерального Закона № 102-ФЗ - на все СИ (за исключением системы АЗРТ на ЛАЭС и ИИС «Скала-микро» на энергоблоках 3 и 4 э/б ЛАЭС) Свидетельства об утверждении типа имеются (отсутствует также Свидетельство об аттестации ПО ОРС-Ф на всех АЭС с РБМК-1000);

- рекомендуется разработать предложения и мероприятия по доработке документации на СИ, заключающейся в необходимости приведения СИ к требованиям законодательства РФ по обеспечению единства измерений в части устранения отмеченного отсутствия Свидетельств об утверждении типа (системы АЗРТ и ИИС «Скала-микро» на ЛАЭС) и Свидетельств об аттестации ПО ОРС-Ф на всех АЭС с РБМК-1000;

- выпущен отчет «Проведение аудита средств измерений, используемых на энергоблоках с реакторами РБМК-1000 Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС для контроля нейтронно-физических характеристик». Рег. № От-Д2120-100/2022.

Этап 2. Разработка и согласование проекта методики измерений реактивности реактора РБМК-1000 на физических и энергетических уровнях мощности и вычисления нейтронно-физических характеристик на основе результатов измерений реактивности (МВИ №1).

Разработан проект методики выполнения измерений реактивности на физических и энергетических уровнях мощности и вычисления на основе ее измерений нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК-1000.

Целью Методики является организация непосредственных измерений следующих нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК-1000:

- эффективность стержней БСМ (подкритичность реактора) в критическом и подкритическом состояниях реактора;

- эффективность стержней АЗ в критическом и подкритическом состояниях реактора;

- эффективность отдельных стержней АЗ и БСМ;
- эффективность групп стержней БСМ.

На основе измерений реактивности вычисляются следующие нейтронно-физические характеристики (НФХ) реактора РБМК-1000:

- эффекты реактивности при обезвоживании и заполнении КОСУЗ и КМПЦ в критическом и подкритическом состоянии реактора;
- изотермический температурный коэффициент реактивности в критическом и подкритическом состоянии реактора;
- градуировочные (дифференциальные) характеристики стержней АЗ и БСМ.

Методика устанавливает метод и погрешность определения реактивности и производных от нее нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК-1000, диапазоны измерений, алгоритмы и константы для вычисления реактивности, а также количество и размещение датчиков для проведения измерений.

Методы измерений реактивности, представленные в Методике, основаны на применении штатных средств измерений: датчиков и аппаратуры штатной СКУЗ, а также аппаратуры и датчиков СКП-К.

## **КОРРЕКТИРОВКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ДИНАМИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРОВ РБМК-1000 С ЦЕЛЬЮ ПОВЫШЕНИЯ ТОЧНОСТИ ОБРАБОТКИ РЕЗУЛЬТАТОВ ИЗМЕРЕНИЙ ПАРОВОГО КОЭФФИЦИЕНТА РЕАКТИВНОСТИ**

*К.ф.-м.н. И.Ф. Моисеев, к.т.н. В.Е. Дружинин, к.т.н. Ю.В. Шмонин*

Этап 1. Оценка неопределенностей существующей методики обработки результатов измерений парового коэффициента реактивности и их влияния на конечный результат. Разработка и верификация усовершенствованной методики обработки результатов измерений парового коэффициента реактивности.

Проведен анализ и оценка неопределенностей существующей методики обработки результатов измерений парового коэффициента реактивности, приведенной в РД ЭО 1.1.2.99.1423 «Комплексная методика определения физических и динамических характеристик реакторов РБМК-1000».

Разработана усовершенствованная методика обработки измерений ПКР, позволяющая исключить возможность получения разных оценок ПКР при обработке измерений разными операторами и обеспечивающая однозначную и достоверную оценку ПКР при использовании исходных данных, не подвергавшихся какой-либо фильтрации. Однозначность и достоверность получаемых оценок ПКР в новой методике достигается за счет использования множественной расстановки временных меток для каждого отдельного опыта, получения целого спектра частных оценок  $\alpha\phi$  и последующего выбора одной наиболее достоверной расстановки меток;

- проведены верификационные исследования новой методики. По результатам верификационных исследований показано, что:

- при множественной расстановке меток для отдельного опыта математическое ожидание получаемого распределения вероятностей оценок определяется всем объемом выборки оценок и практически не зависит от первоначально устанавливаемых «опорных» временных меток, относительно которых генерируется набор меток для оценки математического ожидания ПКР в каждом опыте;

- подход, связанный с множественной расстановкой меток, позволяет исключить возможность получения разных оценок ПКР при обработке измерений разными операторами и гарантирует однозначную и достоверную оценку ПКР при использовании исходных данных, не подвергавшихся какой-либо фильтрации;

- вопросы применения цифровой фильтрации исходных данных и неопределенности, связанные с различиями в ее применении, очевидно, теряют свою актуальность;

- оцененная величина суммарной стандартной неопределенности результата измерений  $\alpha_f$ , без учета неопределенности за счет экспертной расстановки временных меток составила  $\pm 0,17$  βэф что практически вдвое выше оценки, представленной в РД ЭО 1.1.2.99.1423.

По результатам выполненных работ подготовлен отчет «Оценка неопределенности существующей методики обработки результатов измерений парового коэффициента реактивности. Разработка и верификация усовершенствованной методики обработки результатов измерений парового коэффициента реактивности» рег. № От-Д2120-082/2022, содержащий описание существующей и новой методики обработки ПКР и БМКР, анализ неопределенностей существующей методики, результаты верификации новой методики.

Этап 2. «Корректировка и тестирование программы для ЭВМ VERA, предназначенной для обработки результатов измерений парового коэффициента реактивности»

Разработана новая модернизированная версия программы для ЭВМ VERA. Корректировка программы касалась реализации в ней новой методики обработки измерений ПКР с применением множественной расстановки временных меток, а также общей модернизации ПК (обновление версий библиотек, компиляторов, языка программирования).

Проведено тестирование программы VERA на данных измерений ПКР на энергоблоках Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС. По результатам тестирования показано, что новая методика обработки измерений ПКР позволяет формализовать процедуру расстановки меток и обеспечить однозначность и достоверность оценки величины ПКР.

По результатам выполненных работ подготовлена и передана Заказчику техническая справка «Корректировка и тестирование программы для ЭВМ VERA, предназначенной для обработки результатов измерений парового коэффициента реактивности» рег. № От-Д2120-101/2022, содержащая описание работ по модернизации программы для ЭВМ VERA и результаты тестирования программы с использованием новой методики. Заказчику передана новая версия программы для ЭВМ VERA (версия 1.3) на электронном носителе, что подтверждается актом передачи рег. № А-Д2120-102/2022.

## **РАЗРАБОТКА НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ ПО ВЫВОДУ РЕАКТОРОВ РБМК-1000 В КРИТИЧЕСКОЕ СОСТОЯНИЕ И КОНТРОЛЮ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРОВ РБМК-1000**

*К.т.н. В.Е. Дружинин, Д.А. Лысов*

Этап 1 «Разработка нормативного документа эксплуатирующей организации, регламентирующего порядок вывода реакторов РБМК-1000 в критическое состояние»

Выполнен анализ действующей документации по порядку вывода реакторов РБМК-1000 в критическое состояние.

Разработан проект нормативного документа эксплуатирующей организации, регламентирующего порядок вывода реакторов РБМК-1000 в критическое состояние.

Нормативный документ доработан по замечаниям и согласован с Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС, организаций главного конструктора РУ и научного руководителя проекта РБМК-1000.

Нормативный документ ПОР 1.1.3.19.1983-2022 утвержден АО «Концерн Росэнергоатом».

По результатам выполненных работ Заказчику передан нормативный документ: ПОР 1.1.3.19.1983-2022 «Вывод реактора РБМК-1000 в критическое состояние. Порядок».

## **ПРОВЕДЕНИЕ РАСЧЕТОВ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПОРЯДКА ИЗВЛЕЧЕНИЯ СТЕРЖНЕЙ АЗ НА РЕАКТОРАХ РБМК-1000 ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС, ДОРАБОТКА И ПОСТАНОВКА НА ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС ПРОГРАММ ДЛЯ ЭВМ ДЛЯ РАСЧЕТА ИЗВЛЕЧЕНИЯ СТЕРЖНЕЙ АЗ**

*А.С. Немиров, к.т.н. В.Е. Дружинин, Д.А. Лысов*

Проведены расчеты нейтронно-физических характеристик для обоснования безопасности порядка извлечения стержней АЗ реакторов РБМК-1000 энергоблоков № 3 и № 4 Ленинградской АЭС.

В качестве основных критериев безопасности извлечения стержней АЗ используются следующие требования НП-082-07:

- скорость увеличения реактивности средствами воздействия на реактивность не должна превышать  $0,07 \beta_{\text{эф}}/\text{с}$ ;

- для рабочих органов СУЗ с эффективностью более  $0,7 \beta_{\text{эф}}$  ввод положительной реактивности должен быть шаговым, с весом шага не более  $0,3 \beta_{\text{эф}}$ , а также ограничение по периоду разгона реактора, при снижении которого до величины менее 60 с в КСКУЗ по показаниям двух из трех или двух из четырех вне реакторных датчиков, расположенных в БИК, срабатывает запрет на извлечение стержней АЗ, при снижении до 40 с формируется режим БСМ, а при снижении до 20 с формируется режим АЗ.

Расчеты последовательностей извлечения стержней АЗ и нейтронно-физических характеристик реакторов в процессе извлечения стержней АЗ проведены с использованием аттестованных ПК ТРОЙКА и POLARIS. При проведении расчетов использованы стационарная условно критическая модель, модель реактора с источником нейтронов спонтанного деления и нестационарная модель с распределенной кинетикой на запаздывающих нейтронах, выбор которых осуществлялся в соответствии с исследуемыми состояниями реактора.

Исследованы варианты последовательности извлечения стержней АЗ в различных состояниях реактора при полностью введенных в активную зону стержнях БСМ и АЗ и в состояниях реактора после измерения эффективности АЗ из критического состояния реактора при проведении измерений НФХ.

По результатам расчетных исследований при извлечении стержней АЗ в условиях значительной подкритичности реактора (более 3 %) при полностью введенных в активную зону стержнях БСМ и УСП последовательность извлечения стержней АЗ, подготовленная с учетом технологических ограничений по расстоянию не менее 2 м между стержнями, принадлежащими к одной группе, и соблюдении баланса извлекаемых стержней АЗ по квадрантам реактора удовлетворяет принятым критериям безопасности по скорости ввода реактивности, величине вводимой реактивности на шаге перемещения стержней АЗ и периоду реактора. Извлечение стержней АЗ в этих состояниях может проводиться группами по 4 стержня шагами с



временем перемещения не более 4 с и выдержкой после извлечения каждой группы стержней АЗ на ВК не менее 2 мин.

На основании расчетов подготовлен вариант типовой последовательности извлечения стержней АЗ с учетом влияния расположения одновременно извлекаемой группы стержней АЗ на показания датчиков, расположенных в БИК.

Результаты расчетов показали, что при использовании типовой последовательности извлечения стержней АЗ обеспечен более чем двухкратный запас до предельных значений скорости ввода реактивности и реактивности, введенной на шаге извлечения стержней АЗ.

Проведена оценка влияния на НФХ при извлечении стержней АЗ следующих параметров:

- уровня подкритичности реактора;
- температуры графита и КМПЦ в диапазоне от 60°C до 284°C;
- состояния КОСУЗ (заполнен/обезвожен);
- отравления реактора  $^{135}\text{Xe}$ .

По результатам расчетных исследований изменение температура графита и КМПЦ, переход к состоянию с обезвоженным КОСУЗ и наличие неравновесного отравления  $^{135}\text{Xe}$  не приводят к нарушению установленных критериев безопасности даже при использовании консервативной последовательности извлечения стержней АЗ группами по 4 стержня с максимальной скоростью ввода положительной реактивности.

В качестве возможных единичных отказов при извлечении стержней АЗ рассмотрены следующие ошибки персонала:

- ошибочный выбор координаты извлекаемого стержня АЗ. В нарушение требований [] к одновременно извлекаемым стержням АЗ по расположению в различных квадрантах активной зоны и расстоянию между ними не менее 2,0 м.;
- загрузка свежей ТВС на первом радиусе от стержня АЗ.

Результаты исследований показали, что даже при выборе консервативной (с точки зрения эффективности извлекаемых стержней АЗ) последовательности извлечения стержней АЗ и с учетом возможных единичных отказов обеспечивается значительный запас до пределов по величине максимальной скорости ввода реактивности, величине реактивности, вводимой на шаге извлечения групп стержней АЗ и периоду разгона реактора.

По результатов расчетных исследований при извлечении стержней АЗ в условиях малой подкритичности (0,3 – 0,5 %) после измерений их эффективности, когда в активную зону вводится 9 – 12 стержней БСМ, а остальные стержни БСМ остаются в положении компенсации критического реактора, в дополнение к технологическим ограничениям по расстоянию не менее 2 метров между стержнями, принадлежащими к одной группе и соблюдении баланса извлекаемых стержней АЗ по квадрантам реактора необходимо использование расчетной последовательности извлечения стержней АЗ, подготовленной или проверенной с использованием аттестованных расчетных кодов для конкретного состояния реактора. Извлечение стержней АЗ в условиях малой подкритичности до достижения расчетного значения  $K_{эф}=0,985$  или увеличения потока нейтронов в два раза по сравнению с исходными может проводиться группами по два стержня, далее по одному стержню шагами с длительностью непрерывного извлечения не более четырех секунд.

Соблюдение этих требований обеспечивает соответствие критериям безопасности по скорости ввода реактивности, величине вводимой реактивности на шаге перемещения стержней АЗ и периоду реактора.

Результаты расчетов нейтронно-физических характеристик подтверждают возможность и безопасность извлечения АЗ в различных состояниях реакторов РБМК-1000 энергоблоков № 3 и № 4 Ленинградской АЭС при выполнении требований и

ограничений к порядку их извлечения, приведенных нормативном документе ПОР 1.1.3.19.1983-2022 «Вывод реактора РБМК-1000 в критическое состояние».

По результатам работы выпущена техническая справка. «Подготовка исходных данных, выполнение расчетов нейтронно-физических характеристик реакторов в процессе извлечения стержней АЗ для подготовки отчета с обоснованием безопасности при использовании расчетного порядка извлечения стержней АЗ в различных состояниях реакторов энергоблоков № 3 и № 4 Ленинградской АЭС». Рег. № ТС-Д2120-007/2023.

## **СМОЛЕНСКАЯ АЭС. МОДЕРНИЗАЦИЯ ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА ПОЛНОМАСШТАБНОГО ТРЕНАЖЕРА ЭНЕРГОБЛОКА № 2 ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ В СООТВЕТСТВИЕ ЭНЕРГОБЛОКУ-ПРОТОТИПУ**

*К.И. Смирнов, В.С. Дадакин*

Проведены работы по модернизации программно-технического комплекса полномасштабного тренажера (ПМТ) энергоблока №2 Смоленской АЭС. Модернизированы программы систем УС, УС2 в составе ЛСВУ (ДИСПЕТЧЕР, ИВТ, ВИУР, ВИУТ, ВИУБ, ЭКП).

Проведена привязка исходных данных реального энергоблока, выполнена отладка и тестирование программного комплекса.

Проведена отладка программы «Призма-М-Аналог» - аналога штатной программы «ПРИЗМА-М» информационно-измерительной системы «СКАЛА-М» в составе ПМТ энергоблока №2 Смоленской АЭС.

Результаты работ внедрены на ПМТ энергоблока №2 Смоленской АЭС.

## **УСЛУГИ ПО ОСУЩЕСТВЛЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ АКТИВНЫХ ЗОН ДЕЙСТВУЮЩИХ АЭС. ПРОВЕДЕНИЕ РАСЧЕТОВ НФХ, ВЕРИФИКАЦИЯ И АТТЕСТАЦИЯ УТОЧНЕННЫХ ВЕРСИЙ БИБЛИОТЕК НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ КОНСТАНТ И ПРОГРАММ КОМПЛЕКСА «ЭНЕРГИЯ», АДАПТИРОВАННЫХ ДЛЯ РАСЧЕТОВ ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРОВ РБМК-1000 В УСЛОВИЯХ ПЕРЕХОДА НА ТОПЛИВО С ПОВЫШЕННЫМ СОДЕРЖАНИЕМ ЧЕТНЫХ ИЗОТОПОВ УРАНА**

*Д.А. Лысов, Р.В. Плеханов, к.ф.-м.н. И.Е. Иванов, А.С. Немиров, к.т.н. В.Е. Дружинин*

Этап 3 «Модернизация программ ТРОЙКА, POLARIS и MNT-CUDA для работы с новыми версиями библиотек констант и подготовка материалов для аттестации»

Для подготовки новых версий библиотек констант проведены расчеты нейтронно-физических характеристик (НФХ) топлива номинального обогащения 2,8 %, включая топливо с повышенным содержанием четных изотопов урана (ТВС-ПЧИ), в зависимости от начального содержания урана-236, плотности графитовой кладки и теплофизических параметров топливной ячейки. Расчеты выполнены по программе MSU-RBMK реперного класса точности с регистрацией двухгрупповых и многогрупповых (65 групп) скоростей реакций, характеристик рассеяния и плотности потока нейтронов.

По результатам расчетов НФХ разработаны новые версии двухгрупповых библиотек констант программного комплекса «Энергия»: библиотека «БМП-НС» для программ ТРОЙКА и POLARIS и библиотека «СМPL» для программы MNT-CUDA.

С использованием различных моделей топливной ячейки выполнена генерация вариантов многогрупповой библиотеки констант «С65» для программы MNT-CUDA. Проведены исследования по выбору варианта библиотеки, оптимального с точки зрения точности и быстродействия.

Программы ТРОЙКА, POLARIS и MNT-CUDA модернизированы для работы с новыми версиями библиотек констант. По результатам разработки новых версий библиотек констант и модернизации программ ТРОЙКА, POLARIS и MNT-CUDA подготовлены отчет, уведомления о создании РИД и материалы, необходимые для регистрации программ.

Для подготовки к экспертизе (аттестации) программ для ЭВМ ТРОЙКА, POLARIS и MNT-CUDA подготовлены отчеты о верификации указанных программ. Верификация выполнена на основании сравнения с результатами измерений НФХ, эксплуатационными данными и результатами реперных расчетов по аттестованной программе MCU-RBMK. Материалы верификации включают данные, полученные после начала загрузки ТВС-ПЧИ в реакторы РБМК-1000.

Пакет документов, разработанных на данном этапе оказания услуг, предназначен для начала процедуры экспертизы (аттестации) программ ТРОЙКА, POLARIS и MNT-CUDA.

При оказании услуг разработаны:

- Технический отчет «Модернизация программ ТРОЙКА, POLARIS и MNT-CUDA для работы с новыми версиями библиотек констант», АО «ВНИИАЭС», рег. № От-Д2120-066/2022;

- Отчет о верификации. «Верификация программ ТРОЙКА и POLARIS для проведения расчетов НФХ реакторов РБМК-1000 в условиях перевода на топливо ТВС-ПЧИ и проведения работ по УРХ», АО «ВНИИАЭС», рег. № От-Д2120-067/2022;

- Отчет о верификации. «Верификация программы MNT-CUDA (версия 2.1), рег. № От-Д2120-068/2022;

- Уведомления о создании РИД модифицированных версий программ для ЭВМ ТРОЙКА, POLARIS и MNT-CUDA.

## **УСЛУГИ ПО РАЗРАБОТКЕ И АКТУАЛИЗАЦИИ ДОКУМЕНТОВ ПО ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС: ИНСТРУКЦИЙ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РЕГЛАМЕНТОВ ПО БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС В ЧАСТИ РАССМОТРЕНИЯ И АНАЛИЗА ЭКСПЛУАТАЦИОННОЙ ДОКУМЕНТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС С ВВЭР, РАЗРАБОТКИ ПРЕДЛОЖЕНИЙ ПО ЕЕ АКТУАЛИЗАЦИИ, ПОДГОТОВКИ ИНФОРМАЦИОННО-СПРАВОЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ**

*Б.С. Самойлов, В.С. Степанов, А.Н. Кочетков, А.И. Ермолаев*

Заказчик – Управление по эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР; АО «Концерн Росэнергоатом».

Цель работ - оказание услуг по рассмотрению и анализу эксплуатационной документации энергоблоков АЭС с ВВЭР, разработка предложений по ее актуализации, подготовка информационно-справочных материалов.

Результаты выполненных работ:

1. Разработан проект откорректированного и актуализированного отраслевого «Решения об установлении однотипных блоков АС и ЯЭУ ПАТЭС для обеспечения обучения, проверки знаний и получения оперативным персоналом разрешений Ростехнадзора на право ведения работ и виды деятельности на однотипных блоках АС и ЯЭУ ПАТЭС»;

2. Разработан комплект проектов документов, для включения в Программу НИОКР АО «Концерн Росэнергоатом» на 2022, 2023, 2024 гг. работ по теме «НИОКР по исследованию возможности реализации решений, направленных на сокращение длительности технологических операций при пуске-останове энергоблока ВВЭР-1200 по графику ППР».необходимых по п.7.1 «Комплексного плана мероприятий по достижению проектных сроков ремонта энергоблоков ВВЭР-1200». Утверждено ТЗ на выполнение указанных работ № 9/02/560-ТЗ от 24.08.2022 ;

3. По запросу АО «Концерн Росэнергоатом» разработан документ «Сопровождение обеспечения соответствия пределов и условий безопасной эксплуатации, эксплуатационных пределов и условий технологического регламента эксплуатации и отчета по обоснованию безопасности атомных станций. Порядок» ПОР 1.1.3.19.1921-2022 (введен в действие приказом №9/01/1214-П от 27.07.2022);

4. По запросу АО «Концерн Росэнергоатом» разработано «Типовое положение о службе технологического управления филиала АО «Концерн Росэнергоатом» атомной станции».( введено в действие приказом № 9/01/2237-П от 28.12.2022)

## **ПОДГОТОВКА И ПРОВЕДЕНИЕ ПРОТИВОАВАРИЙНЫХ ТРЕНИРОВОК И КОМАНДНО-ШТАБНЫХ УЧЕНИЙ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ С УЧАСТИЕМ ГРУППЫ ОПАС**

*А.И. Ермолаев, В.С. Степанов*

Заказчик – Департамент противоаварийной готовности и радиационной защиты; АО «Концерн Росэнергоатом».

Цель работы: использование в противоаварийных учениях средств удаленного доступа Кризисного центра к системам представления параметров безопасности и информационным системам поддержки операторов.

Результаты выполненных работ: в процессе выполнения работ персонал департамента принимал участие в составе противоаварийной группы в проведении противоаварийных тренировок и командно-штабных учений АС с ВВЭР с использованием средств удаленного доступа Кризисного центра к системам представления параметров безопасности и информационным системам поддержки операторов.

## **ОКАЗАНИЕ УСЛУГ АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» ПО НАУЧНО-МЕТОДИЧЕСКОМУ ОБЕСПЕЧЕНИЮ**

*А.А. Хмелев, В.С. Фианцев, А.Н. Салмин, Е.Ю. Сугак*

Заказчик – ДКРОТиМПДепартамент кадровой работы, организации труда и мотивации персонала АО Концерн «Росэнергоатом».

Цель работ - Поддержка организационного управления функциями эксплуатирующей организации. Расчет и оценка влияния на безопасность рисков проведения организационных изменений.

Результаты выполненных работ:

1. Сделан анализ рисков для безопасности, связанных с проведением организационных изменений в филиалах АО «Концерн Росэнергоатом» – действующих атомных станциях в части обеспечения выполнения отраслевой функции «Информационная безопасность» (далее – ОФ «ИБ») специальными научно-техническими подразделениями филиалов, а также разработана и утверждена Программа реализации изменения и плана её мониторинга,

2 В рамках организационных изменений в проведении То и Р:

- 2.1 Проведен анализ методических подходов АЭР, предлагаемых для проведения расчета численности ПРП,.
- 2.2 Проведен анализ регламентирующей и методической документации по вопросам планирования ТОиР АС Концерна «Росэнергоатом».
- 2.3 Разработана математическая модель на 2023 плановый год, что позволило провести расчеты численности ПРП АЭР и сформировать обосновывающие материалы в виде информационного поля для принятия решений по необходимой численности ПРП АЭР на плановый 2023 год.

**РАЗРАБОТКА И АКТУАЛИЗАЦИЯ ДОКУМЕНТОВ ПО ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС: ИНСТРУКЦИЙ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РЕГЛАМЕНТОВ ПО БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС, В ЧАСТИ РАССМОТРЕНИЯ И СОГЛАСОВАНИЯ АО «ВНИИАЭС» ИЗВЕЩЕНИЙ ОБ ИЗМЕНЕНИИ, ВНОСИМЫХ В РАБОЧИЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ РЕГЛАМЕНТ ЭНЕРГОБЛОКОВ № 2, 3 РОСТОВСКОЙ АЭС**

*Б.С. Самойлов, А.Н. Кочетков*

Заказчик – Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Ростовская атомная станция  
Цель работы: рассмотрение и согласование извещений об изменении, вносимых в РТР энергоблоков № 2, № 3 Ростовской АЭС.  
Результаты выполненных работ: Рассмотрено и согласовано 37, поступивших с Ростовской АЭС извещений.

**ОБОСНОВАНИЕ И ОПТИМИЗАЦИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ ПРЕДЕЛОВ И УСЛОВИЙ, ПРЕДЕЛОВ И УСЛОВИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ДЛЯ ВСЕХ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ СОСТОЯНИЙ АС, ВКЛЮЧАЯ РАБОТУ РЕАКТОРА НА МОЩНОСТИ, СОСТОЯНИЯ ОСТАНОВА, ПЕРЕГРУЗКИ ТОПЛИВА**

*А.И. Ермолаев*

Заказчик – Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации капитальных проектов  
Цель работы; Обеспечение безопасности энергоблока и АЭС в целом.  
Сокращение эксплуатационных затрат с помощью исключения из проекта избыточных пределов. Повышение энерговыработки за счет сокращения числа разгрузок и остановов энергоблока.

Результаты выполненных работ:

1. Проведено согласование Методики с проектными организациями.
2. Методика утверждена в АО «Концерн Росэнергоатом» : « Методика по выбору. Обоснованию и оптимизации эксплуатационных пределов и условий, пределов и условий безопасной эксплуатации для всех эксплуатационных состояний АС с ВВЭР» под № МТ 1.1.4.02.1925-2022

**АНАЛИЗ И РАЗРАБОТКА ОБОСНОВАНИЙ ПЕРЕВОДА БЛОКА №2 НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС-2 НА УВЕЛИЧЕННЫЕ ТОПЛИВНЫЕ КАМПАНИИ ДЛИТЕЛЬНОСТЬЮ ДО 18 МЕСЯЦЕВ**

*Б.С. Самойлов, В.С. Степанов, Е.Ю. Сугак*

Заказчик – АО «Концерн Росэнергоатом», Департамент по эксплуатации АЭС и управления ядерным топливом.

Цель работ – анализ обоснований перевода блока №2 Нововоронежской АЭС-2 на увеличенные топливные кампании длительностью до 18 месяцев.

Результаты выполненных работ:

1. Разработка ВАБ первого уровня энергоблока № 2 НВОАЭС-2 для ИС, обусловленных внешними воздействиями, внутриплощадочными пожарами и затоплениями, при работе на мощности и в стояночных режимах. Распространение результатов на энергоблок № 1 НВОАЭС-2. Передача модели ВАБ на НВОАЭС.

2. Разработка ВАБ первого уровня энергоблока № 2 НВОАЭС-2 для ИС, обусловленных сейсмическими воздействиями при работе на мощности и в стояночных режимах. Распространение результатов на энергоблок № 1 НВОАЭС-2. Передача модели ВАБ на НВОАЭС.

3. Разработка ВАБ второго уровня энергоблока № 2 НВОАЭС-2 для внутренних исходных событий при работе на мощности и в стояночных режимах для топлива в реакторе и бассейне выдержки в связи с переходом на эксплуатацию в 18-ти месячном топливном (межремонтном) цикле. Доработка ВАБ второго уровня энергоблока № 1 НВОАЭС-2 на основе ВАБ второго уровня энергоблока № 2 НВОАЭС-2. Передача модели ВАБ на НВОАЭС.

4. Разработка ВАБ второго уровня энергоблока № 2 НВОАЭС-2 для исходных событий, обусловленных внешними и внутриплощадочными пожарами и затоплениями, сейсмическими воздействиями, при работе на мощности и в стояночных режимах для топлива в реакторе и бассейне выдержки. Распространение ВАБ второго уровня на энергоблок № 1 НВОАЭС-2. Передача модели ВАБ на НВОАЭС-2.

5. Подготовлены извещения об изменении ООБ блока № 2 НВОАЭС-2.

### **ДОРАБОТКА ОКОНЧАТЕЛЬНЫХ ПЕРЕЧНЕЙ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ ЭНЕРГОБЛОКА №1 РОСТОВСКОЙ АЭС ПО ЗАМЕЧАНИЯМ РАЗРАБОТЧИКОВ ПРОЕКТА РУ И АС**

*А.И. Ермолаев*

Заказчик — филиал АО «КонцернРосэнергоатом» Ростовская атомная станция.

Цель работы - доработка перечней запроектных аварий энергоблоков № 1 - 4 Ростовской АЭС (далее - перечни ЗПА) по замечаниям разработчиков проекта РУ и АС (Генерального проектировщика Ростовской АЭС, АО ОКБ «Гидропресс», НИЦ «Курчатовский институт»).

Результаты выполненных работ:

1. Получены и рассмотрены замечания и предложения разработчиков проекта РУ и АС к разработанному проекту перечней ЗПА

3. Доработаны окончательные перечни ЗПА энергоблоков № 1-4 Ростовской АЭС по замечаниям РСТ АЭС .

### **АНАЛИЗ И И РАЗРАБОТКА ОБОСНОВАНИЙ ПЕРЕВОДА БЛОКА № 2 ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС-2 НА УВЕЛИЧЕННЫЕ ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ ДЛИТЕЛЬНОСТЬЮ ДО 18 МЕСЯЦЕВ**

*В.С. Степанов, Е.Ю. Сугак, В.В. Таратунин, А.В. Чаганов*

Заказчик -- АО«Концерн Росэнергоатом»

Цель работы — обоснование возможности перевода Ленинградской АЭС-2 на топливные циклы длительностью 18 месяцев.

Результаты выполненных работ: 1. Разработка «Программы опытно-промышленной эксплуатации энергоблока №2 Ленинградской АЭС-2 с увеличенным межремонтным периодом более 12 месяцев». Программа ОПЭ утверждена АО «Концерн Росэнергоатом» и передана на АЭС

2. Обоснование допустимости увеличения до 18-ти месяцев ТОиР оборудования АСУ ТП. Передача отчета на АЭС.

3. Обоснование допустимости увеличения до 18-ти месяцев ТОиР электротехнического оборудования. Передача отчета на АЭС.

4. Обоснование допустимости увеличения до 18-ти месяцев периодичности проведения технического освидетельствования и проверок работоспособности предохранительных устройств. Передача отчета на АЭС.

5. Обоснование работоспособности турбоустановки энергоблока №2 ЛЕНАЭС-2 в связи с переходом на эксплуатацию в 18-ти месячном межремонтном цикле. Передача отчета на АЭС.

### **АНАЛИЗ И И РАЗРАБОТКА ОБОСНОВАНИЙ ПЕРЕВОДА БЛОКА № 1 ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС-2 НА УВЕЛИЧЕННЫЕ ТОПЛИВНЫЕ ЦИКЛЫ ДЛИТЕЛЬНОСТЬЮ ДО 18 МЕСЯЦЕВ**

*К.В. Казаков, В.Ф. Тяпков, В.С. Степанов, Е.Ю. Сугак, В.В. Таратунин,  
А.В. Чаганов*

Заказчик - АО «Концерн Росэнергоатом»

Цель работы - обоснование возможности перевода Ленинградской АЭС-2 на топливные циклы длительностью 18 месяцев.

Результаты работы:

1. Анализ и расчетное обоснование динамической устойчивости переходных процессов первого и второго контура, в том числе в системах главных паропроводов и конденсатно-питательного тракта при эксплуатации энергоблока № 1 ЛЕНАЭС-2 в 18-ти месячном топливном цикле. Передача отчета на АЭС.

2. Обоснование допустимости увеличения до 18-ти месяцев ТОиР электротехнического оборудования. Передача отчета на АЭС.

3. Обоснование допустимости увеличения до 18-ти месяцев ТОиР оборудования АСУ ТП. Передача отчета на АЭС.

4. Анализ допустимости увеличения до 18-ти месяцев периодичности проведения технического освидетельствования и проверок работоспособности предохранительных устройств. Передача отчета на АЭС.

5. Обоснование применимости технических решений по системам ВХР первого контура при переходе на эксплуатацию в 18-ти месячном цикле. Передача отчета на АЭС.

### **РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ РАСЧЁТНО-АНАЛИТИЧЕСКОГО ТЕСТИРОВАНИЯ УПРАВЛЯЮЩИХ СИСТЕМ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ И ОБОРУДОВАНИЯ**

*В.А. Чернаков, А.А. Дружаев, В.С. Царев, В.Н. Дурнев, М.В. Федосеев*

Работа проводилась на основании договора №9/143882-Д от 28.12.2020 «Услуги по научно-технической поддержке эксплуатации атомных станций: «Оказание услуг АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации им функций эксплуатирующей организации в части производственной, технической и организационной (исполнительской) деятельности по обеспечению эксплуатации атомных станций в 2021-2023 г.г.» (услуги по научно-технической поддержке эксплуатации АЭС по

направлению деятельности Департамента по эксплуатационной готовности новых АЭС»); этап работ «Услуги по ведению отраслевой базы данных по эксплуатации АЭС, осуществление контроля за работоспособностью и эксплуатацией программно-технического комплекса «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР», анализ опыта эксплуатации АЭС в части разработки методики расчётно-аналитического тестирования управляющих систем технологических процессов и оборудования. (2.99.1) (п. 2 подраздела 1 раздела 2 приложения 9 к техническому заданию в IV кв. 2022 г.)».

Работа проводилась по протоколу долевого участия совместно с департаментом цифровизации технической поддержки эксплуатации энергоблоков АЭС.

Работа проводилась в два этапа; в соответствии с этапом IV-го квартала календарного плана указанного договора разработана заключительная редакция документа МТ 1.1.4.02.999.1993-2022 «Расчётно-аналитическое тестирование управляющих систем технологических процессов и оборудования. Методика» на 83-х стр.

Тестирование управляющих систем (УС) технологических процессов и оборудования энергоблоков АЭС с ВВЭР является неотъемлемой частью жизненного цикла разработки УС. Тестирование проводится с целью получить подтверждение достижения заданных уровней функциональности, производительности, качества выполнения задач УС.

В разработанной методике расчётно-аналитического тестирования (далее – Методика) рассматривается функциональное тестирование УС, т.е. проверка правильности, точности, полноты выполнения функций УС на уровне реализации алгоритмов управления при изменении режимов работы энергоблока АЭС или при изменениях технологических параметров, вызванных исходными событиями и отказами по общей причине по НП-001-15.

Методика устанавливает требования к тестированию УС с применением программно-технического комплекса «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР». УС, предъявляемые для тестирования по Методике, должны быть разработаны с учётом положений документа «ТР 1.1.3.14.1841. Типовая форма задания на автоматизацию технологических процессов и оборудования атомных станций. Требования».

## **ЭКСПЛУАТАЦИЯ И ОБЕСПЕЧЕНИЕ ИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЫ «ЦЕНТР ХИМИЧЕСКОЙ ПОДДЕРЖКИ АЭС С ВВЭР». ПОДКЛЮЧЕНИЕ К ЦЕНТРУ БЛОКА № 2 НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС-2**

*В.С. Царев, В.Н. Дурнев, М.В. Федосеев*

Работа проводилась на основании договора № 2010590016/Б2022/8/ 2022-КА от 30.05.2022 «Ф 21. Эксплуатация и обеспечение информационной системы «Центр химической поддержки АЭС с ВВЭР». Подключение к центру блока № 2 Нововоронежской АЭС-2». Заказчик – Технологический филиал АО «Концерн Росэнергоатом».

Работа проводилась в два этапа.

На этапе 1 «Разработка раздела по ведению ВХР блока № 2 Нововоронежской АЭС-2 в структуре отраслевой базы данных ЦХП АЭС по ведению ВХР» разработан, в соответствии со структурой базы данных (БД) центрального узла информационно-аналитической системы «Центр химической поддержки АЭС» (ЦХП АЭС), отраслевой раздел БД применительно к энергоблоку № 2 Нововоронежской АЭС-2.

Выполненные работы отражены в отчёте «Разработка раздела по ведению ВХР блока № 2 Нововоронежской АЭС-2 в структуре отраслевой базы данных ЦХП АЭС по ведению ВХР» на 65-ти стр.



В отчёте отмечено, что в течение почти 25-ти лет программное обеспечение (ПО) центрального узла ЦХП АЭС принципиально не менялось: расширялась структура БД (с подключением новых энергоблоков, вследствие изменения нормативных и эксплуатационных документов и т.д.), проводились формальные преобразования предыдущих версий системы управления базами данных (СУБД) MS Access в новые (с накоплением ошибок). Таким образом, в настоящее время оборудование и ПО центрального узла морально и физически устарело, ПО накопило критическую массу ошибок, количество которых влияет на работу ЦХП, ошибки невозможно устранить автоматическим преобразованием. Также функциональность ПО центрального узла ЦХП, полностью удовлетворявшая пользователей АО «ВНИИАЭС» и АО «Концерн Росэнергоатом» в начале эксплуатации, недостаточна по ряду требований (например, дискретность исходных данных).

Таким образом, ПО центрального узла ЦХП должно быть переработано полностью.

В отчёте приведено обоснование и предложены решения модернизации программно-технического комплекса центрального узла ЦХП АЭС; приведено обоснование необходимости пересмотра РД ЭО 1.1.2.25.0734-2014 Информационно-аналитическая система «Центр химической поддержки атомных электростанций». Требования к структуре, видам обеспечения и порядку функционирования.

Акт сдачи-приёмки отчёта документов в Архив АО «ВНИИАЭС» от 04.08.2022 № 11418.

На этапе 2 «Организация информационного обмена в рамках отраслевой информационной системы по опыту эксплуатации атомных станций (ОИС ОЭ) данными по ведению ВХР блока №2 Нововоронежской АЭС-2» собрана и проанализирована информация в части сбора данных по ведению ВХР блока №2 Нововоронежской АЭС-2, а также обеспечения информационного обмена между отраслевым и станционным уровнями ЦХП АЭС.

Выполненные работы отражены в отчёте «Организация информационного обмена в рамках ОИС ОЭ данными по ведению ВХР блока №2 Нововоронежской АЭС-2» на 56-ти стр.

В отчёте предложены решения, обеспечивающие автоматизированный централизованный сбор и передачу всего пакета данных, характеризующих качество водных сред первого и второго контуров энергоблока №2, а также возможность для АО «ВНИИАЭС» автоматизированного приёма, архивирования данных, подготовки для анализа выборок данных по ведению ВХР блока №2 Нововоронежской АЭС-2.

В отчёте также приведено обоснование и предложены решения модернизации программно-технического комплекса ЦХП АЭС; приведено обоснование необходимости пересмотра РД ЭО 1.1.2.25.1041-2015 Лабораторные информационные системы на атомных электростанциях. Требования к структуре, видам обеспечения и порядку функционирования.

Акт сдачи-приёмки отчёта документов в Архив АО «ВНИИАЭС» от 11.11.2022 № 11512.

## **РАЗРАБОТКА                      СОВРЕМЕННЫХ                      РЕШЕНИЙ                      СИСТЕМЫ АВТОМАТИЗИРОВАННОГО                      ХИМИЧЕСКОГО                      КОНТРОЛЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ОСНОВНЫХ КОНТУРОВ БЛОКА АЭС**

*В.Н. Дурнев, М.В. Федосеев, Г.В. Пономаренко, В.И. Лысиков, Е.Ю. Любченко,  
А.А. Камарьян*

Работа проводилась на основании договора №774/551-Д от 04.10.2022 на проведение НИР по теме: «Разработка современных решений системы

автоматизированного химического контроля теплоносителя основных контуров блока АЭС». Заказчик – ЧУ «Наука и Инновации».

Работа проводилась в один этап. В процессе выполнения НИР разработаны технические решения системы автоматизированного химического контроля блока АЭС, исходя из принципа минимизации объемов отбираемой пробы, с применением моноблока-анализатора качества теплоносителя и пробоотборного бокса, устанавливаемых «по месту», под управлением лабораторной информационно-управляющей системы (ЛИУС). Разработаны требования к структуре и функционалу программного обеспечения модуля ЛИУС.

Разработано техническое задание на полный цикл работ по созданию комплекса оборудования химического контроля.

Проведены патентные исследования.

Результаты работ отражены в комплекте документов, в частности, в отчёте о НИР «Разработка современных решений системы автоматизированного химического контроля теплоносителя основных контуров блока АЭС» на 89-ти стр., рег. № 32.2220.774/551-Д.01, отчёте о патентных исследованиях «Разработка современных решений системы автоматизированного химического контроля теплоносителя основных контуров блока АЭС» на 63-х стр., рег. № 32.2220.774/551-Д.02.

Отчёт о НИР является результатом интеллектуальной деятельности (РИД) – произведение науки, о чём направлено уведомление Исполнителя о создании РИД письмом исх. от 13.12.2022 № 32-252/9993.

Акт сдачи-приёмки отчётных документов в Архив АО «ВНИИАЭС» от 12.01.2023 № 11652.

## **РАЗРАБОТКА РЕШЕНИЙ И СПОСОБОВ ПРИМЕНЕНИЯ НА АЭС ДАТЧИКОВ УГЛОВЫХ И ЛИНЕЙНЫХ ПЕРЕМЕЩЕНИЙ (ДАТЧИКОВ ПОЛОЖЕНИЯ) НА БАЗЕ ЦИФРОВЫХ ЭНКОДЕРОВ**

*О.Д. Афанасьева, К.В. Белошапко, Д.С. Голубин, В.Н. Дурнев, Е.А. Корнеев, С.А. Шумов*

Работа проводилась на основании договора №774/545-Д от 04.10.2022 на проведение НИР по теме: «Разработка решений и способов применения на АЭС датчиков угловых и линейных перемещений (датчиков положения) на базе цифровых энкодеров». Заказчик – ЧУ «Наука и Инновации».

Работа проводилась в один этап. В процессе выполнения НИР разработаны технические решения и способы применения на АЭС серийно выпускаемых цифровых энкодеров в качестве датчиков положения, позволяющие повысить надежность и точность информации о состоянии исполнительных механизмов, а также снизить объемы кабельной продукции и оборудования для приема дискретных сигналов.

Разработано техническое задание на выполнение НИОКР по применению энкодеров в составе электроприводов арматуры на АЭС.

Проведены патентные исследования.

Результаты работ отражены в комплекте документов, в частности, в отчёте о НИР «Разработка решений и способов применения на АЭС датчиков угловых и линейных перемещений (датчиков положения) на базе цифровых энкодеров» на 30-ти стр., в отчёте о патентных исследованиях «Разработка решений и способов применения на АЭС датчиков угловых и линейных перемещений (датчиков положения) на базе цифровых энкодеров» на 29-ти стр., в техническом задании на выполнение НИОКР на 16-ти стр.

Отчёт о НИР является результатом интеллектуальной деятельности (РИД) – произведение науки, о чём направлено уведомление Исполнителя о создании РИД письмом исх. от 14.12.2022 № 32-22/10046.

Техническое задание на выполнение НИОКР является РИД – произведение науки, о чём направлено уведомление Исполнителя о создании РИД письмом исх. от 14.12.2022 № 32-22/10046.

Акт сдачи-приёмки отчётных документов в Архив АО «ВНИИАЭС» от 12.01.2023 № 11653.

## **ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ СЕКРЕТАРИАТА ТК 45 «ЯДЕРНОЕ ПРИБОРОСТРОЕНИЕ» МЭК**

*С.А. Шумов, Е.Ю. Любченко*

Работа проводилась на основании договора № 1/13235-Д от 05.09.2017 «Обеспечение деятельности секретариата Технического комитета по стандартизации 45 "Ядерное приборостроение" Международной электротехнической комиссии (ТК 45 МЭК)» и № 1/25385-Д от 18.07.2022 «Обеспечение деятельности секретариата Технического комитета по стандартизации 45 "Ядерное приборостроение" Международной электротехнической комиссии (ТК 45 МЭК). Заказчик – Государственная корпорация «Росатом».

В процессе деятельности Секретариат ТК 45 МЭК обеспечивает своевременное ознакомление заинтересованных организаций и предприятий с проектами международных стандартов, находящихся в разработке в ТК45 МЭК и его подкомитетах. Деятельность Секретариата направлена на повышение авторитета национального комитета России в МЭК и содействие увеличению ее представительства в руководящих органах этой международной организации.

Подготовлены аннотационные отчеты о деятельности ТК45 МЭК за I–IV кварталы и аналитические отчеты за I-е и II-е полугодия 2022 года.

Акты сдачи-приёмки отчётных документов в Архив АО «ВНИИАЭС» от 13.01.2022 № 11208, от 30.03.2022 № 11299, от 07.07.2022 № 11390, от 27.09.2022 № 11475, от 06.12.2022 № 11599.

## **РАЗРАБОТКА ДОКУМЕНТОВ ПО ПРОЕКТУ ЭНЕРГОБЛОКОВ № 3 И № 4 АЭС «КУДАНКУЛАМ»: «АНАЛИЗ НАДЕЖНОСТИ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ ПТК УСБТ» И «АНАЛИЗ РЕАКЦИИ ПТК УСБТ НА ВОЗМОЖНЫЕ ОТКАЗЫ»**

*В.Н. Дурнев, В.С. Царев, В.И. Лысиков, Е.Ю. Любченко, А.А. Камарьян*

Работа проводилась на основании договора № 32/4320-Д от 29.09.2021 «Разработка документов по проекту энергоблоков № 3 и № 4 АЭС «Куданкулам»: «Анализ надежности функционирования ПТК УСБТ» и «Анализ реакции ПТК УСБТ на возможные отказы». Заказчик – ООО «Московский завод «ФИЗПРИБОР».

Работа проводилась в два этапа:

– проведение анализа надежности функционирования 3-го и 4-го каналов программно-технического комплекса управляющей системы безопасности (ПТК УСБТ);

– проведение анализа реакции 3-го и 4-го каналов ПТК УСБТ на единичные отказы и отказы по общей причине.

Проведенный анализ показал возможность применения технических средств непрограммируемой логики в системах безопасности.

Проведенный анализ влияния единичных отказов и отказов по общей причине на способность 4-го одноканального комплекта ПТК УСБТ выполнять предназначенные функции, а также влияние отказов на 3-й и 4-й канал УСБТ энергоблоков №3 и №4 АЭС «Куданкулам» показал, что при существующей структуре четырех каналов систем безопасности, принятой для энергоблоков №3 и №4 АЭС «Куданкулам», применение одноканального комплекта ПТК УСБТ в 3-м и 4-м каналах системы безопасности, может привести к отказу комплекта ПТК УСБТ по выполнению защитных функций и функций УДУ, что приведет к несрабатыванию канала системы безопасности.

Результаты работы отражены в отчётах «Анализ реакции 1-го (2-го, 3-го, 4-го) канала ПТК УСБТ на возможные отказы» и в отчётах «Анализ надёжности функционирования 1-го (2-го, 3-го, 4-го) канала ПТК УСБТ».

Акты сдачи-приёмки отчётных документов в Архив АО «ВНИИАЭС» от 14.01.2022 №11210, от 14.01.2022 №11211, от 20.02.2022 №11273, от 22.02.2022 №11274.

## **РАЗРАБОТКА ДОКУМЕНТАЦИИ ПО ИНФОРМАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И ВЫПОЛНЕНИЕ НАСТРОЙКИ СЕТЕЙ МОСКОВСКОГО РЕГИОНАЛЬНОГО ЦЕНТРА ВСЕМИРНОЙ АССОЦИАЦИИ ОРГАНИЗАЦИЙ, ЭКСПЛУАТИРУЮЩИХ АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ**

*И.А. Сидоров*

Работа проводилась на основании договора от 28.12.2021 № 32/4577Д на разработку документации по информационной безопасности и выполнение настройки сетей Московского регионального Центра Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих атомные электростанции. Заказчик – Московский региональный Центр Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих атомные электростанции (ВАО АЭС МЦ).

Работа проводилась в 2 этапа: «Настройка сетевой информационной инфраструктуры ВАО АЭС МЦ», «Разработка проектов организационно-распорядительных документов в области информационной безопасности».

На первом этапе работ была выполнена настройка сетевой инфраструктуры ВАО АЭС МЦ (экспертиза архитектуры сети, анализ конфигурации межсетевых экранов, анализ конфигурации коммутаторов доступа и коммутаторов ядра) с целью исключения передачи избыточного трафика в локальной вычислительной сети, повышения отказоустойчивости соединений, повышения удобства администрирования, повышения защищенности от кибератак. Межсетевой экран на базе Checkpoint был подготовлен к выводу из эксплуатации.

Результаты работ (актуальная структурная схема сети ВАО АЭС МЦ на уровне 2 модели OSI, актуальная структурная схема сети ВАО АЭС МЦ на уровне 3 модели OSI, описание работы сети, конфигурации и правил сетевого оборудования ВАО АЭС МЦ) отражены в отчетном документе «Актуальная структурная схема сети ВАО АЭС–МЦ, краткое описание работы сети, конфигурации и правил сетевого оборудования» на 10 стр.

На втором этапе работ был разработан комплект проектов организационно-распорядительных документов в области информационной безопасности, в частности:

– «Политика информационной безопасности Регионального центра в г. Москве Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих АЭС» на 18 стр.

– «Политика взаимодействия с сетью «Интернет» и использования сервиса корпоративной электронной почты Регионального центра в г. Москве Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих АЭС» на 13 стр.

– «Политика парольной защиты Регионального центра в г. Москве Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих АЭС» на 15 стр.

– «Методические указания по реагированию на инциденты информационной безопасности Регионального центра в г. Москве Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих АЭС» на 19 стр.

– «Методические указания по организации удаленного доступа к информационным ресурсам Регионального центра в г. Москве Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих АЭС» на 14 стр.

– «Политика антивирусной защиты Регионального центра в г. Москве Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих АЭС» на 15 стр.

Акт сдачи-приёмки отчётных документов в архив АО «ВНИИАЭС» от 17.05.22 № 11342.

## **ПРОВЕДЕНИЕ ТЕХНИЧЕСКОГО АУДИТА ЗАЩИЩЕННОСТИ ИНФОРМАЦИОННЫХ СИСТЕМ МОСКОВСКОГО РЕГИОНАЛЬНОГО ЦЕНТРА ВСЕМИРНОЙ АССОЦИАЦИИ ОРГАНИЗАЦИЙ, ЭКСПЛУАТИРУЮЩИХ АТОМНЫЕ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ**

*Д.С. Голубин, А.А. Камарьян, А.А. Сibaгатуллина, И.А. Сидоров*

Работа проводилась на основании договора от 28.12.2021 № 32/4578Д на проведение технического аудита защищенности информационных систем Московского регионального Центра Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих атомные электростанции. Заказчик – Московский региональный Центр Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих атомные электростанции (ВАО АЭС МЦ).

Работа проводилась в два этапа: «Анализ документации на информационные системы ВАО АЭС МЦ и разработка/согласование с Заказчиком плана проведения аудита информационных систем ВАО АЭС МЦ», «Проведение технического аудита информационных систем ВАО АЭС МЦ».

На первом этапе были определены цели аудита, состав, роли и функции группы по проведению аудита, область и методы проведения аудита и разработан «План проведения технического аудита защищенности информационных систем ВАО АЭС МЦ» на 6 стр.

На втором этапе были выполнены анализ документации на информационные системы ВАО АЭС МЦ, сбор и анализ исходных данных об информационных системах ВАО АЭС МЦ, непосредственное проведение технического аудита информационных систем ВАО АЭС МЦ с применением специализированных программных средств по анализу защищенности. По результатам выполнения работ второго этапа был разработан «Аналитический отчёт о текущем уровне защищенности информационных систем ВАО АЭС МЦ» на 39 стр.

Акты сдачи-приёмки отчётных документов в архив АО «ВНИИАЭС» от 22.02.22 № 11272, от 17.05.22 № 11341.

## **ПРОВЕДЕНИЕ СЕМИНАРОВ, НАПРАВЛЕННЫХ НА ПОВЫШЕНИЕ КВАЛИФИКАЦИИ КАДРОВ В ОБЛАСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЗАЩИЩЕННОСТИ ОТ УГРОЗ БЕЗОПАСНОСТИ ИНФОРМАЦИИ АСУ ТП АЭС**

*К.В. Белошапко, Д.С. Голубин, А.А. Камарьян, Г.В. Пономаренко ,  
А.А. Сibaгатуллина, И.А. Сидоров*

Работа проводилась на основании договора от 28.12.2021 № 9/143882Д «Услуги по научно-технической поддержке эксплуатации атомных станций: «Оказание услуг АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации им функций эксплуатирующей организации в части производственной, технической и организационной (исполнительской) деятельности по обеспечению эксплуатации атомных станций в 2021-2023 г.г.» (услуги по организации и проведению семинаров (тематических совещаний) для специалистов АЭС в целях формирования и поддержания культуры безопасности информации в СКУ АЭС по направлению деятельности Департамента по эксплуатационной готовности новых АЭС, п. 4. подраздела 1 раздела 2 приложения 9 к техническому заданию) в соответствии с «Программой работ по обеспечению безопасности АСУ ТП АЭС на 2022-2024 г.» от 25.11.2021 ПРГ 1.2.2.15.002.213-2021, введённой в действие приказом АО «Концерн Росэнергоатом» от 07.12.2021 № 9/01/1969-П. Заказчик – АО «Концерн Росэнергоатом».

В 2022 году были организованы и проведены семинары на следующие темы:

- «Правовое и нормативное регулирование вопросов обеспечения информационной и компьютерной безопасности промышленных объектов»;
- «Угрозы информационной и компьютерной безопасности управляющих систем объектов использования атомной энергии»;
- «Проблемы и вопросы применения современных технологий при обеспечении информационной и компьютерной безопасности управляющих систем объектов использования атомной энергии».

Пономаренко Г.В. были подготовлены следующие доклады:

- «Обзор изменений в законодательстве РФ в области информационной и компьютерной безопасности»;
- «Роли руководителей и подразделений организации в обеспечении информационной и компьютерной безопасности»;
- «Обеспечение информационной безопасности на основе стратегии нулевого доверия (Zero Trust)».

В семинарах приняли участие специалисты центрального аппарата АО «Концерн Росэнергоатом», специалисты по информационной безопасности АЭС Российской Федерации, специалисты АО «ВНИИАЭС», Центра компетенций АО «Концерн Росэнергоатом» по кибербезопасности АСУ ТП АЭС, АО «РАСУ», ФАУ «ГНИИИ ПТЗИ ФСТЭК России», ЦНИИ Минобороны России, АО «ВИКор», ИПУ РАН, а также ведущих организаций, занимающихся разработкой средств автоматизации, средств защиты информации и обеспечением кибербезопасности, в частности, АО «НПП "Исток" им. Шокина», ФГУП ЭЗАН, АО «Позитив Текнолоджиз», ООО «ДИССО», ООО «Интеллектуальные Сети», ООО «НТК ПрофИТ», ООО «СайберЛимфа», ООО «ЦБИ», UserGate, Zecurion.

Для каждого семинара подготовлены и сформированы программа семинара, доклады, сертификаты участников семинара.

По результатам проведения семинаров в II, III, IV кварталах 2022 года подготовлены аннотационные отчеты.

## **ОКАЗАНИЕ УСЛУГ ПО АУДИТУ ОБЪЕКТОВ КРИТИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИОННОЙ ИНФРАСТРУКТУРЫ АТОМНОГО ЛЕДОКОЛА «АРКТИКА» ПРОЕКТА 22220**

*Д.С. Голубин, И.А. Сидоров*

Работа проводилась на основании договора от 24.11.2020 № 213.3579Д «Оказание услуг по аудиту объектов критической информационной инфраструктуры

атомного ледокола «Арктика» проекта 22220 (ОКПД 2 71.20.19.120 – Услуги по проведению сертификации продукции, услуг и организаций)». Заказчик – ФГУП «Атомфлот».

Работа проводилась совместно со специалистами ООО «УЦСБ» и ФАУ «ГНИИИ ПТЗИ ФСТЭК России».

Выполнение работ по договору было разделено на 10 этапов:

1. Информационное обследование атомного ледокола «Арктика» проекта 22220.
2. Непосредственное обследование атомного ледокола «Арктика» проекта 22220.
3. Разработка первой редакции методических рекомендаций по категорированию объектов КИИ судов с ядерными энергетическими установками и судов атомно-технологического обслуживания.
4. Разработка окончательной редакции методических рекомендаций по категорированию объектов КИИ судов с ядерными энергетическими установками и судов атомно-технологического обслуживания.
5. Формирование проекта перечня объектов КИИ атомного ледокола «Арктика» проекта 22220, подлежащих категорированию.
6. Разработка проектов документов по категорированию объектов КИИ атомного ледокола «Арктика» проекта 22220.
7. Формирование дорожной карты по выполнению требований №187-ФЗ и созданию системы безопасности значимых объектов КИИ атомного ледокола «Арктика» проекта 22220.
8. Разработка Политики обеспечения защиты информации в информационных и управляющих системах ледоколов проекта 22220.
9. Разработка Плана обеспечения защиты информации в информационных и управляющих системах ледоколов проекта 22220.
10. Разработка Регламента реагирования на компьютерные инциденты в информационных и управляющих системах ледоколов проекта 22220.

Этапы № 1, 3, 4, 5, 8, 10 были выполнены в 2020-2021 годы. В 2022 году были выполнены 4 завершающих этапа № 2, 6, 7, 9.

На этапе № 2 было выполнено непосредственное обследование, консультирование ответственных лиц Заказчика, сбор, уточнение, обработка и анализ данных об управляющих системах атомного ледокола «Арктика» проекта 22220 в г. Мурманск, включая:

- формирование перечня существующих процессов основных видов деятельности Заказчика;
- формирование перечня и определение характеристик процессов, нарушение и (или) прекращение которых может привести к негативным последствиям для Заказчика;
- определение объектов КИИ, которые обрабатывают информацию, необходимую для обеспечения выполнения процесса и (или) осуществляют управление, контроль или мониторинг процесса;
- формирование перечня объектов КИИ, подлежащих категорированию;
- описание объектов КИИ, назначения объектов КИИ и решаемых ими функциональных задач, архитектур объектов КИИ, состава и характеристик используемых программно-технических и программных средств объектов КИИ;
- определение наличия и характеристик доступа к сетям связи;
- определение применяемых средств защиты информации.

Результаты работы отражены в аннотационном отчете на 1 стр и в «Отчете о результатах обследования объектов критической информационной инфраструктуры атомного ледокола «Арктика» проекта 22220» (для служебного пользования) на 349 стр.

Акт сдачи-приёмки отчётных документов в архив АО «ВНИИАЭС» от 25.11.22 № 11546.

На этапе № 6 было выполнено формирование исходных данных для разработки проектов документов по категорированию объектов КИИ атомного ледокола «Арктика» проекта 22220 и формирование окончательной редакции проектов документов по категорированию объектов КИИ атомного ледокола «Арктика» проекта 22220, а именно:

- аннотационный отчет на 1 стр;
- «Проект Акта категорирования объектов КИИ атомного ледокола «Арктика» проекта 22220» (для служебного пользования) на 9 стр
- «Проект Сведений о результатах присвоения объекту КИИ атомного ледокола «Арктика» проекта 22220 одной из категорий значимости, либо об отсутствии необходимости присвоения ему одной из категорий значимости, подлежащих категорированию» (для служебного пользования) на 170 стр.

Акт сдачи-приёмки отчётных документов в архив АО «ВНИИАЭС» от 16.02.23 № 11721.

На этапе № 7 было выполнено формирование исходных данных для разработки дорожной карты по выполнению требований №187-ФЗ и созданию системы безопасности значимых объектов КИИ атомного ледокола «Арктика» проекта 22220, формирование окончательной редакции «Дорожной карты по выполнению требований № 187-ФЗ и созданию системы безопасности значимых объектов КИИ атомного ледокола «Арктика» проекта 22220» (для служебного пользования) на 53 стр по материалам соисполнителя, а также разработка аннотационного отчета на 1 стр.

Акт сдачи-приёмки отчётных документов в архив АО «ВНИИАЭС» от 16.02.23 № 11722.

На этапе № 9 было выполнено формирование исходных данных для разработки плана обеспечения защиты информации в информационных и управляющих системах ледоколов проекта 22220, формирование окончательной редакции «Плана обеспечения защиты информации в информационных и управляющих системах ледоколов проекта 22220» (для служебного пользования) на 28 стр, а также разработка аннотационного отчета на 1 стр.

Акт сдачи-приёмки отчётных документов в архив АО «ВНИИАЭС» от 16.02.23 № 11723.

## **РАБОТЫ ДЕПАРТАМЕНТА ДИАГНОСТИКИ ОБОРУДОВАНИЯ №2330 В 2022 Г.**

*А.М. Широков, С.Е. Елифанов, А.А. Колозин, Д.Г. Кривдин, А.А. Захаров*

В 2022г. сотрудники Департамента диагностики оборудования (2330) участвовали в следующих работах:

- выполнение работ по разработке типовой и блочных частей проекта системы предиктивной аналитики оборудования атомных электростанций, внедрению системы на энергоблоки № 6 и 7 Нововоронежской АЭС, энергоблоки № 1 и 2 Ленинградской АЭС-2 и энергоблок № 4 Белоярской АЭС и сопровождению промышленной эксплуатации системы.
- авторское сопровождение при выполнении ПНР системы СКЗОиНА на этапе ввода энергоблока №2 Ленинградской АЭС-2 в эксплуатацию при ПНР "под нагрузкой".
- выполнение работ по договору услуг – сопровождение Отраслевой Системы Диагностирования (ОСД) оборудования АЭС.



## **ВЫПОЛНЕНИЕ РАБОТ ПО КОМПЛЕКСНОМУ ИНЖЕНЕРНОМУ И РАДИАЦИОННОМУ ОБСЛЕДОВАНИЮ БЛОКОВ №1,2 ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС**

*Е.А. Иванов, П.В. Федоров, Д.А. Шаров, А.С. Коротков,  
В.А. Чемерис, Д.А. Грибов, А.С. Грязнов, И.И. Тихонов,  
Л.Э. Сухих, Р.М. Гарипов*

В период с 2020 по 2022 год в рамках договора с АО «Атомэнергопроект» выполнено полномасштабное комплексное инженерное и радиационное обследование (КИРО) блоков №1,2 Ленинградской АЭС.

Работа выполнена в целях разработки проектной документации на вывод из эксплуатации первой очереди Ленинградской АЭС, а также отчетная документация передана Генеральному заказчику для предоставления в Ростехнадзор в составе комплекта документов для получения лицензии на вывод из эксплуатации блоков №1,2 Ленинградской АЭС.

КИРО является основным этапом при подготовке блока АС к выводу из эксплуатации, а также важным источником данных для разработки проектной документации. Стоит отметить, что данный этап является наиболее трудоемким, продолжительным по времени и, требующим привлечения значительных ресурсов.

В соответствии с условиями договора разработана программа проведения обследования, устанавливающая порядок проведения КИРО и объемы работ.

В рамках проведения работ по инженерному обследованию блоков №1,2 Ленинградской АЭС выполнен сбор и анализ обширного массива исходных данных по системам, помещениям, зданиям, сооружениям и площадки блоков. Оценены объемы и характеристики образующихся при ВЭ радиоактивных отходов (РАО). Обследовано 50 зданий и сооружений, 3055 помещений и боксов, более 300 технологических систем, 114 грузоподъемных механизмов. Выполнен отбор и детальные исследования более 2000 проб грунта, строительных конструкций, систем, технологических сред. Проведены измерения характеристик полей излучения в более чем 15000 контрольных точках на площадке и в помещениях.

По результатам проведенных обследований, выданы рекомендации по выполнению дальнейших обследований систем и оборудования, обеспечивающих безопасность Ленинградской АЭС на этапе вывода из эксплуатации блоков №1,2.

Разработанные по результатам КИРО отчеты согласованы Генеральным проектировщиком АО «Атомэнергопроект», Главным конструктором РУ РБМК-1000 АО «НИКИЭТ», ОДИЦ РБМК, ЦА АО «Концерн Росэнергоатом».

Получен референтный опыт полномасштабного проведения КИРО остановленного блока АЭС, позволяющий сформировать новую услугу для российского и международного рынков, что обеспечивает реализацию одной из стратегических целей ГК «Росатом». Результаты КИРО позволяют сократить дозозатраты персонала, воздействие на население и окружающую среду, с высокой точностью оценить ожидаемые объемы образования отходов (в т. ч., РАО), сократить затраты на обращение с РАО (включая захоронение) при реализации проекта ВЭ. Использование полученного опыта позволит снизить общие затраты на ВЭ АЭС не менее чем на 15 % (в том числе за счет сокращения эксплуатационных затрат), то есть от несколько сотен млн до нескольких млрд рублей в год в зависимости от объекта.

## **ВЫПОЛНЕНИЕ УСЛУГ ПО КОМПЛЕКСНОМУ ОБСЛЕДОВАНИЮ ТЕКУЩЕГО СОСТОЯНИЯ ЭНЕРГОБЛОКА №2 КУРСКОЙ АЭС ДЛЯ ПОЛУЧЕНИЯ ЛИЦЕНЗИИ НА ЭКСПЛУАТАЦИЮ БЛОКА, ОСТАНОВЛЕННОГО ДЛЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ**

*П.В. Федоров, А.А. Дорохов, Д.А. Грибов*

В 2022 в рамках договора с филиалом АО «Концерн Росэнергоатом» Курская АЭС выполнено комплексное обследование текущего состояния энергоблока №2.

В соответствии с условиями договора выполнены следующие работы:

- разработана общая программа проведения комплексного обследования блока №2 Курской АЭС;
- разработаны частные (цеховые) программы обследований и отчеты по итогам выполнения обследований;
- проведена инвентаризация систем блока, остающихся в работе на этапе подготовки к выводу из эксплуатации;
- проведен анализ документации, подтверждающей остаточный ресурс систем, зданий и сооружений блока №2 Курской АЭС, обеспечивающих безопасность на этапе подготовки к выводу из эксплуатации;
- разработан и передан Заказчику итоговый отчет по комплексному обследованию текущего состояния блока №2, а также План мероприятий по устранению недостатков.

Разработанная документация направлена в Ростехнадзор в составе комплекта документов для получения лицензии на эксплуатацию блока №2 Курской АЭС в режиме «без генерации».

## **РАЗРАБОТКА ПОРЯДКА КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ С ОБОСНОВАНИЕМ ТЕХНИЧЕСКИХ И ОРГАНИЗАЦИОННЫХ РЕШЕНИЙ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ И КОНДИЦИОНИРОВАНИЮ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, МЕТОДОВ И СРЕДСТВ ПЕРЕРАБОТКИ И КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ, СРОКОВ ИХ ХРАНЕНИЯ, ХАРАКТЕРИСТИК (ФИЗИЧЕСКИХ, ХИМИЧЕСКИХ) И ОБЪЕМА (В ТОМ ЧИСЛЕ ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ РАЗМЕЩЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ)**

*В.Г. Аржаткин, А.Ю. Юдаков, А.С. Абакумова, Д.А. Опряткин*

В 2022 в рамках договора с филиалом АО «Концерн Росэнергоатом» Ростовская АЭС выполнены работы по разработке порядка кондиционирования жидких радиоактивных отходов с обоснованием технических и организационных решений по переработке и кондиционированию жидких радиоактивных отходов, методов и средств переработки и кондиционирования радиоактивных отходов, сроков их хранения, характеристик (физических, химических) и объема (в том числе обоснование безопасности размещения радиоактивных отходов).

В соответствии с условиями договора выполнены следующие работы:

- корректировка разделов ТООБ и ООБ Ростовской АЭС для устранения замечаний, отмеченных в экспертных заключениях и в анализе несоответствий;
- разработан перечень радиоактивных отходов Ростовской АЭС подлежащих кондиционированию;
- проведены расчеты надежности систем обращения с РАО Ростовской АЭС;

- обоснование безопасности размещения на временное хранение РАО.

Разработанная документация согласована Генеральным проектировщиком АО «Атомэнергопроект» и передана Заказчику.

## **ПРИВЕДЕНИЕ РАЗДЕЛА «ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ» ТОБ ЦОО В СООТВЕТСТВИЕ ТРЕБОВАНИЯМ НП-091-14 (РАЗРАБОТКА КОНЦЕПЦИИ И РАЗДЕЛА «ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ» РАДИАЦИОННОГО ИСТОЧНИКА «ЦЕНТР ОБРАБОТКИ ОТХОДОВ БАЛАКОВСКОЙ АЭС»)**

*П.В. Федоров, Д.А. Грибов, Р.М. Гарипов*

В 2022 году в рамках договора с филиалом АО «Концерн Росэнергоатом» Балаковская АЭС разработана концепция вывода из эксплуатации центра обработки отходов, также разработаны извещения об изменении ТОБ ЦОО.

Целью разработки Концепции является приведение разд. 2.8 Проекта Центра обработки отходов Балаковской АЭС к требованиям п. 7 НП-091, а также необходимость планирования и подготовки к выводу из эксплуатации ЦОО на стадиях жизненного цикла, предшествующих его выводу из эксплуатации, и выбора варианта вывода из эксплуатации.

При разработке концепции выполнены следующие задачи:

– анализ содержащихся в проектной документации технических и организационных решений, направленных на обеспечение вывода из эксплуатации, в том числе на обеспечение сбора, обработки и ввода в БД ВЭ информации об истории эксплуатации ЦОО, необходимой для разработки программы и проектной документации вывода из эксплуатации ЦОО;

– определение перечня зданий, сооружений, оборудования и систем, эксплуатация которых будет продолжаться на этапе вывода из эксплуатации, в том числе несущих конструкций зданий, строительных конструкций, выполняющих функции биологической защиты, систем отопления, охлаждения, вентиляции, радиационного контроля, водоснабжения, электроснабжения, освещения, подачи сжатого воздуха, грузоподъемного оборудования), и работоспособность которых в этот период необходимо обеспечивать для безопасного вывода из эксплуатации;

– выбор и обоснование выбранного варианта вывода из эксплуатации ЦОО, в том числе, с учетом ожидаемых при выводе из эксплуатации уровней радиационного воздействия на работников (персонал), население и окружающую среду, характеристик площадки размещения, существующих на момент разработки Концепции характеристик района размещения и их возможных изменений в будущем, а также уровня развития ЕГС РАО, финансовых затрат на реализацию вывода из эксплуатации;

– определение оценочной стоимости работ по выводу из эксплуатации ЦОО.

Разработанная документация согласована Генеральным проектировщиком АО «Атомэнергопроект» и передана Заказчику для предоставления на экспертизу в Ростехнадзор.

## **РАЗРАБОТКА ОТЧЕТА «ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ОБРАЩЕНИЯ С ПРОДУКТАМИ РЕЗКИ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ ПРИ РАЗМЕЩЕНИИ НА ХРАНЕНИЕ НА КУРСКОЙ АЭС»**

*А.С. Абакумова, Д.А. Опряткин*

В 2022 в рамках договора с филиалом АО «Концерн Росэнергоатом» Курская АЭС выполнена разработка отчета

«Обоснование безопасности обращения с продуктами резки графитовой кладки при размещении на хранение на Курской АЭС».

В соответствии с условиями договора выполнены следующие работы:

- проведение оценки существующей системы обращения с РАО Курской АЭС, с целью организации безопасного размещения на промежуточное хранение продуктов резки графитовой кладки (далее – ПРГК);

- проведение анализа несоответствия существующей системы обращения с РАО Курской АЭС требованиям действующих федеральных норм и правил при размещении на промежуточное хранение ПРГК;

- разработка мероприятий, компенсирующих выявленные несоответствия существующей системы обращения с РАО Курской АЭС требованиям действующих федеральных норм и правил при размещении на промежуточное хранение ПРГК;

- описание схемы обращения с ПРГК на площадке Курской АЭС, с перечислением возможных мест хранения;

- оценка радиационной безопасности при временном хранении контейнеров с ПРГК и обоснование максимально допустимого количества и активности хранимых на площадке РАО.

По итогам проведенной работы обосновано безопасное хранение контейнеров с продуктами резки графитовой кладки на площадке Курской АЭС до 2037 года с соблюдением разработанных компенсирующих мероприятий.

2411

## **АКТУАЛИЗАЦИЯ МЕТОДИЧЕСКОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ СЛУЖБЫ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ И РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС**

*к.ф.-м.н. Д.А. Шаров, А.С. Коротков, А.С. Абакумова, И.В. Смирнов*

В рамках договора выполнен анализ текущего состояния методического обеспечения службы учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов (далее — СуиК РВ и РАО) Нововоронежской АЭС, разработаны требования к актуализации, метрологической экспертизе и аттестации методик СуиК РВ и РАО Нововоронежской АЭС, включая требования к актуализации программного обеспечения в составе методик.

В соответствии с разработанными и согласованными с Нововоронежской АЭС требованиями выполнена разработка следующих методик:

- Методика выполнения измерений активности счетных образцов на гамма-спектрометрах Нововоронежской АЭС МРК 9(3)-072022;

- Методика контроля активности жидких радиоактивных отходов Нововоронежской АЭС МРК 6(3)102022;

- Методика радиационного контроля удельной активности радионуклидов в отходах, размещенных в упаковках стандартной геометрии Нововоронежской АЭС МРК 6(3)-092022;

- Методика контроля удельной активности радионуклидов в твердых и отвержденных отходах посредством измерений МАЭД от упаковок МРК 6(1.3)-12-2022;

- Методика контроля удельной активности гамма-излучающих радионуклидов в контейнерах УКТН, заполненных металлическими отходами, путем измерения МАЭД МРК 6(1.3)-112022;

- Методика измерений водоотделения цементного компаунда, образовавшегося в результате цементирование жидких радиоактивных отходов, при его испытании НД 186-2016;

- Методика измерений сроков схватывания цементного раствора, образовавшегося

в результате цементировании жидких радиоактивных отходов;

- Методика измерений растекаемости цементного раствора, образовавшегося в результате цементировании жидких радиоактивных отходов с использованием конуса КР1;

- Методика измерений плотности цемента при его испытании для цементировании жидких радиоактивных отходов;

- Методика измерений насыпной плотности бентонита при его испытании для цементировании жидких радиоактивных отходов.

В ходе работ подготовлены и согласованы с НВАЭС проекты методик, выполнены исследования показателей точности методик, проведена аттестация методик аккредитованной метрологической службой АО «ВНИИАЭС» с выдачей свидетельств об аттестации в установленном порядке, направлены сведения об актуализированных методиках в Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений.

Внесены изменения, не влияющие на показатели точности методик, в следующие методики СУиК РВ и РАО:

- Методика радиационного контроля отходов Нововоронежской АЭС для выявления партий отходов, подлежащих освобождению от радиационного контроля МВК 3.3.28-14;

- Методика установления радионуклидных векторов для паспортизации радиоактивных отходов Нововоронежской АЭС МВК 3.3.30-16;

- Методика контроля активности отходов Нововоронежской АЭС с применением технологии радионуклидного вектора» МВК 3.3.31-15.

Для актуализированных методик подготовлены извещения об изменениях с листами регистрации изменений. Сведения об изменениях направлены в аттестовавшую методику организацию (ФГУП «ВНИИФТРИ»).

Актуализировано входящее в состав «Методики радиационного контроля удельной активности радионуклидов в отходах, размещенных в упаковках стандартной геометрии Нововоронежской АЭС» МРК 6(3)-092022 программное средство «Satellite». Устранены замечания пользователей (специалистов Нововоронежской АЭС), улучшен графический интерфейс, создан универсальный алгоритм расчета поправок для трехмерных объектов, добавлена возможность трехмерной визуализации геометрии измерений, программное средство адаптировано под ОС Astra Linux.

## **РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТРУДНОДЕТЕКТИРУЕМЫХ РАДИОНУКЛИДОВ 4-Й ОЧЕРЕДИ НВАЭС**

*к.ф-м.н. Д.А. Шаров, А.С. Коротков, А.С. Грязнов, И.И. Тихонов*

В рамках договора от 02.12.2021 № 0718/641 специалисты АО «ВНИИАЭС» разработали для филиала АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция» методику определения труднодетектируемых радионуклидов в радиоактивных отходах (далее - РАО) 4-й очереди Нововоронежской АЭС.

На первом этапе работ была разработана и согласована со специалистами Нововоронежской АЭС Программа экспериментальных работ по исследованию радионуклидного состава твердых РАО (далее - ТРО) и жидких РАО (далее - ЖРО), образующихся при эксплуатации энергоблоков № 6-7 Нововоронежской АЭС, включая план отбора проб.

В соответствии с Программой отобраны пробы ТРО и ЖРО. Пробы подготовлены к транспортировке, выполнена транспортировка в место проведения измерений (ФГУП «РАДОН»).

По результатам экспериментального исследования проб и измерения активностей радионуклидов определены соотношения между удельными активностями радионуклидов для всех потоков РАО. Установлены радионуклидные векторы для ТРО и ЖРО, образующихся при эксплуатации энергоблоков № 6-7 Нововоронежской АЭС, с использованием аттестованных в установленном порядке методик измерений.

Выполнена доработка и актуализация методического обеспечения контроля активности чистых альфа- и бета-излучателей в радиоактивных отходах Нововоронежской АЭС с применением технологии радионуклидного вектора с включением в его состав радионуклидных векторов для ТРО и ЖРО, образующихся при эксплуатации энергоблоков 6-7 Нововоронежской АЭС. Разработаны проекты методик: МРК 6(3)-14-2022 «Методика контроля удельной активности сложнодетектируемых радионуклидов в твердых и отвержденных РАО, образующихся при эксплуатации энергоблоков № 6-7 Нововоронежской АЭС», МРК 6(3)-152022 «Методика контроля удельной активности сложнодетектируемых радионуклидов в ЖРО, образующихся при эксплуатации энергоблоков № 6-7 Нововоронежской АЭС» с приложением установленных радионуклидных векторов. Разработанные методики основаны на применении методологии радионуклидного вектора и регламентируют контроль радиационных характеристик РАО посредством неразрушающих измерений удельной активности реперных радионуклидов, включая регистрацию и обработку спектра гамма-излучения от контейнера с отходами, и дальнейшем определении удельной активности сложнодетектируемых радионуклидов исходя из установленных соотношений.

По результатам аттестации методик оформлены свидетельства об аттестации в установленном порядке. Сведения об аттестованных методиках направлены в Федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений.

## **СОПРОВОЖДЕНИЕ И СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СИСТЕМЫ ЭКОЛОГИЧЕСКОГО МЕНЕДЖМЕНТА АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» (В ЦЕНТРАЛЬНОМ АППАРАТЕ И НА КАЛИНИНСКОЙ АЭС)**

*М.В. Демьяненко*

Целью данной работы является обеспечение функционирования, совершенствование и подготовка системы экологического менеджмента в центральном аппарате АО «Концерн Росэнергоатом» и Калининской АЭС к прохождению внешних аудитов международным органом по сертификации для подтверждения действия сертификатов соответствия требованиям стандартов ISO 14001:2015 и ГОСТ Р ИСО 14001-2016.

В рамках данной работы для указанных объектов проведен комплекс мероприятий и разработана/актуализирована необходимая документация:

1) Для центрального аппарата АО «Концерн Росэнергоатом» (далее – ЦА):

- актуализированы таблицы подразделений, входящих в СЭМ (включая перечень экологических аспектов на 2022 год, перечень экологических рисков на 2022 год, перечень экологических целей на 2022 год);

- составлены на 2022 год: Перечень экологических аспектов, Перечень экологических рисков и Программа экологического менеджмента;

- разработан План и Программа внутреннего аудита СЭМ ЦА в 2022 году, принято участие во внутреннем аудите СЭМ ЦА, сформирован Отчет о внутреннем аудите и Заключение об оценке результативности процесса внутреннего аудита в 2022 году;

- разработан Отчет по оценке экологической результативности и эффективности ЦА в 2021 году, Заключение о состоянии системы экологического менеджмента ЦА в 2021 году и План совершенствования СЭМ АО «Концерн Росэнергоатом» на 2023 год;

- принято участие в качестве наблюдателя во внешнем аудите СЭМ ЦА на соответствие требованиям международного стандарта ISO 14001:2015 и национального стандарта ГОСТ Р ИСО 14001-2017 (30.06-01.07.2022);

- подготовлены и введены в действие изменение № 3 к СТО 1.1.1.01.003.0761-2017 «Система экологического менеджмента АО «Концерн Росэнергоатом». Общие положения, структура, требования» и изменение № 2 СТО 1.1.1.01.003.0762-2017 «Система экологического менеджмента АО «Концерн Росэнергоатом». Внутренний аудит» (приказ АО «Концерн Росэнергоатом» от 13.10.2022 № 9/01/1712-П).

2) Для Калининской АЭС:

- даны предложения в План совершенствования СЭМ на 2022 - 2023 гг. в соответствии с рекомендациями внешних аудиторов, требованиями СТО 1.1.1.01.003.0761-2017 и опытом функционирования СЭМ;

- даны предложения по актуализации Руководства по системе экологического менеджмента Калининской АЭС 00.--.РД.0002.66 (приказ Калининской АЭС от 20.10.2022 № 9/Ф04/1826-П);

- принято участие в качестве наблюдателя во внешнем аудите СЭМ на соответствие требованиям международного стандарта ISO 14001:2015 и национального стандарта ГОСТ Р ИСО 14001-2017 (28.02-04.03.2022);

- разработаны на 2022 год проекты Перечня значимых экологических аспектов Калининской АЭС, Перечня рисков Калининской АЭС и Программы СЭМ Калининской АЭС;

- подготовлены проекты Типового отчета о проведении внутренних аудитов СЭМ и Заключения об эффективности процедуры внутреннего аудита СЭМ;

- разработаны проекты Заключения о состоянии СЭМ Калининской АЭС в 2021 году и Отчета по оцениванию экологической результативности в 2021 году.

В ходе проведенных внешних аудитов подтверждены соответствия СЭМ ЦА и АЭС требованиям стандартов ISO 14001:2015 и ГОСТ Р ИСО 14001-2016.

## **ПОДТВЕРЖДЕНИЕ КОМПЕТЕНТНОСТИ ИСПЫТАТЕЛЬНОЙ ЛАБОРАТОРИИ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ СПЕЦИАЛЬНОЙ ОЦЕНКИ УСЛОВИЙ ТРУДА (№ RA.RU.21AP29 ОТ 10.04.2017 Г.)**

*к.г.-м.н. М.А. Макеичева, Ю.И. Иванова, А.В. Юшкетов*

Испытательная лаборатория по проведению специальной оценки условий труда прошла процедуру подтверждения компетентности ПК-2 в рамках выполнения государственной услуги ГУ-9747.

По результатам проведения государственной услуги, испытательная лаборатория АО «ВНИИАЭС» подтвердила действие аттестата аккредитации (№ RA.RU.21AP29 от 10.04.2017 г.) и записи в реестре аккредитованных лиц Федеральной службы по аккредитации (Росаккредитация).

Испытательная лаборатория для проведения специальной оценки условий труда АО «ВНИИАЭС» успешно подтвердила статус организации, проводящей специальную оценку условий труда в реестре организаций Министерства труда РФ (номер в реестре № 475).

Аккредитация испытательной лаборатории и вхождение в реестр Министерства труда РФ позволяет развивать новые направления деятельности, такие как:

- специальная оценка условий труда;

- производственный контроль;
- экологический мониторинг, включая замеры промышленных выбросов;
- подтверждение размеров санитарно-защитных зон.

Деятельность испытательной лаборатории по специальной оценке условий труда позволяет повысить конкурентоспособность АО «ВНИИАЭС» и заключать доходные договора на оказание услуг с организациями, как в контуре, так и вне контура управления ГК Росатом.

## **ОКАЗАНИЕ УСЛУГ ПО СПЕЦИАЛЬНОЙ ОЦЕНКЕ УСЛОВИЙ ТРУДА И ЕЖЕГОДНОМУ ПРОИЗВОДСТВЕННОМУ КОНТРОЛЮ**

*к.г-м.н. М.А. Макеичева, А.В. Юшкетов, Ю.И. Иванова*

Аккредитованная Испытательная лаборатория по специальной оценке условий труда (аттестат аккредитации № RA.RU.21AP29) оказала услуги по проведению специальной оценке условий труда (СОУТ) и ежегодному производственному контролю на следующих предприятиях как контура управления ГК «Росатом» так и вне его:

- ВАО АЭС-МЦ;
- АО «Техснабэкспорт»;
- АО «ЛЦ ЯТЦ»;
- АО «РЦР»;
- АО «Цифрум».

Все Заказчики до начала проведения СОУТ зарегистрированы в ФГИС СОУТ Минтруда РФ, с присвоением системой специального идентификационного номера, без которого декларация СОУТ будет не действительна.

По результатам специальной оценки условий труда оформлены:

- протоколы замеров вредных и опасных производственных факторов (направлены в Росаккредитацию);
- карты специальной оценки условий труда;
- сформированы отчеты специальной оценки условий труда (переданы заказчикам и направлены в Минтруд РФ);
- декларация СОУТ.

## **ТЕХНИЧЕСКАЯ ПОДДЕРЖКА И ВЫПОЛНЕНИЕ ПОРУЧЕНИЙ АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» ПО ВОПРОСАМ КГО ТВЭЛОВ ВВЭР**

*А.С. Семёновых, И.И. Маракулин, к.т.н. Ю.М. Шестаков*

В 2022 году в рамках договора с АО «Концерн Росэнергоатом» оказывались услуги по ведению базы данных по КГО и надежности ЯТ, техническая поддержка и выполнение поручений по вопросам КГО твэлов ВВЭР.

В том числе оказывались условно-постоянные услуги по ведению базы данных по КГО твэлов ВВЭР, организации работ по расчету показателя надежности ЯТ ВВЭР (FRI), анализу надежности ТВСА на энергоблоках Калининской АЭС и подготовке кратких еженедельных справок с результатами оценки состояния герметичности твэлов реакторов ВВЭР в составе эксплуатируемых топливных загрузок.

В рамках работ по поручениям следует отдельно отметить работы по подготовке:

- проекта изменения № 2 в РД ЭО 0631-2006 «Сборки тепловыделяющие ядерных реакторов типа ВВЭР. Подготовка и обработка исходных данных для расчета показателя герметичности ядерного топлива ВАО АЭС»;



- предложений по актуализации РД ЭО 0532-2004 «Сборки тепловыделяющие ядерных реакторов типа ВВЭР. Типовая методика выполнения измерений при контроле герметичности оболочек тепловыделяющих элементов»;
- справки «Анализ результатов применения методик КГО с циклированием давления на АЭС с ВВЭР»;
- обзора событий, связанных с повышенным окислением оболочек твэлов на зарубежных АЭС;
- справки «Использование радионуклидов инертных радиоактивных газов для целей КГО твэлов при работе РУ на мощности на зарубежных АЭС»;
- информационной справки по вопросу введения на АЭС функций координации для управления программой по предотвращению попадания посторонних предметов, являющейся неотъемлемой составляющей проектов по движению к нулевому уровню отказа ядерного топлива (по результатам анализа технического документа МАГАТЭ IAEA-TECDOC-1970 «Foreign Material Management in Nuclear Power Plants and Projects», опубликованного в 2021 году);
- информационной справки о подходе, показателях и целевых уровнях, применяемых для оценки эффективности мероприятий, реализуемых для достижения нулевого уровня отказа ядерного топлива на АЭС в США (на основе анализа технического документа МАГАТЭ IAEA-TECDOC-2004 «Fuel failure in normal operation of water reactors: experience, causes and mitigation», опубликованного в 2022 году);
- доклада «О работах АО «ВНИИАЭС» по направлению КГО твэлов ВВЭР» для совещании по теме «Проведение контроля герметичности оболочек твэлов ВВЭР на работающем и остановленном реакторе» (ВКС, 01-02.11.2022);
- доклада «Об импортозамещении спектрометрических комплексов, используемых для целей КГО твэлов» на 11-ом совещании Заместителей главных инженеров по безопасности и надежности АЭС с ВВЭР АО «Концерн Росэнергоатом» с участием сторонних организаций (НИЦ «Курчатовский институт», 18.11.2022).

## **ТЕХНИЧЕСКАЯ ПОДДЕРЖКА АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» ПО НАПРАВЛЕНИЮ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ДЕПАРТАМЕНТА ПРОТИВОАВАРИЙНОЙ ГОТОВНОСТИ И РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ**

*А.С. Семёновых, И.И. Маракулин, А.В. Семенова*

В 2022 году в рамках договора с АО «Концерн Росэнергоатом» оказывались услуги по направлению деятельности Департамента противоаварийной готовности и радиационной защиты, включая:

- подготовку аналитической записки «Состояние радиационной безопасности на АЭС и в организациях, входящих в контур управления АО «Концерн Росэнергоатом», в 2021 году» (по результатам анализа и обобщения информации, представленной в 23 отчетах ведомственного статистического наблюдения по форме 10-РТБ-5 «Сведения о состоянии радиационной и токсической безопасности в организации за 2021 год»);
- организацию и выполнение работ по линии взаимодействия с Информационной системой профессионального облучения (ISOE) Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества (АЯЭ ОЭСР);
- анализ информации о событиях категории «незапланированное облучение персонала» на зарубежных АЭС, поступающих в базу данных ВАО АЭС по опыту эксплуатации, обобщение данных по причинам и радиационным последствиям указанных событий, проведение анализа реализованных корректирующих мероприятий с подготовкой рекомендаций для эксплуатирующей организации;
- проведение анализа актов по результатам проверок и инспекций комиссиями Ростехнадзора, ГК «Росатом» и комплексным проверкам обеспечения безопасности

комиссиями центрального аппарата АО «Концерн Росэнергоатом» АЭС в области учёта и контроля ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов.

– рассмотрение проекта норм МАГАТЭ по безопасности «Аспекты радиационной защиты при проектировании атомных электростанций (DS524)» и подготовка двух предложений по внесению изменений в указанный документ;

– выполнение обзора систем и технологий для оптимизации радиационной защиты персонала на АЭС, предлагаемых компанией «Dominion Engineering» (США).

## **СМОЛЕНСКАЯ АЭС. МОДЕРНИЗАЦИЯ ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА ПОЛНОМАСШТАБНОГО ТРЕНАЖЕРА ЭНЕРГОБЛОКА №2 ДЛЯ ПРИВЕДЕНИЯ В СООТВЕТСТВИЕ ЭНЕРГОБЛОКУ-ПРОТОТИПУ**

*Н.А. Балабина, А.Ю. Балыкин, к.т.н А.А. Болсунов, Д.Ф. Вдовин, Ф.Ф. Воскресенский, Н.Ф. Глушко, И.Н. Двойников, В.В. Игнатенко, В.В. Кабанов, В.Е. Киришин, П.С. Лескин, С.Г. Окладников, А.А. Радин, Е.В. Романов, к.ф-м.н А.В. Смирнов, Д.А. Тушенцов, Е.В. Шапошников, А.В. Швец, О.П. Шмелев, В.П. Юхновец*

По договору со Смоленской АЭС № 9/171875-Д от 16.08.2021 г. выполнены работы по модернизации ПМТ 2 для приведения в соответствие с блоком-прототипом и устранения замечаний в работе тренажера, выявленных в процессе предыдущей эксплуатации. Работы выполнялись с сентября 2021 г. по ноябрь 2022 г. В процессе выполнения договора в соответствии с календарным планом были выполнены следующие работы.

На полигоне АО «ВНИИАЭС» выполнялась доработка программного обеспечения ПМТ 2, включающая в себя:

- доработку моделей технологических систем в соответствии с Техническим заданием и проектными спецификациями на математические модели систем;
- автономную наладку доработанных моделей;
- интеграцию программных модулей моделей технологических систем энергоблока между собой и создание исходного состояния;
- предварительная наладка обновленной модели энергоблока.

Непосредственно на площадке УТП Смоленской АЭС выполнялись следующие работы:

- демонтаж с фасадов панелей и пультов заменяемого и перемещаемого оборудования;
- демонтаж электрических соединений заменяемого и удаленного оборудования;
- монтаж нового и перемещаемого оборудования на фасад панелей и пультов;
- электромонтаж нового и перемещаемого оборудования;
- проведение наладочных работ на новом оборудовании;
- установка обновленного программного обеспечения на вычислительные средства ПМТ 2, интеграция ПО и технических средств тренажера, проведение комплексной наладки ПМТ 2;
- проведение комплексных испытаний ПМТ 2 по соответствующей Программе.

Работы завершились проведением приемо-сдаточных испытаний комиссией САЭС и сдачей тренажера в эксплуатацию.

## **СМОЛЕНСКАЯ АЭС. РАЗРАБОТКА КОНСТРУКТОРСКОЙ И РАБОЧЕЙ ДОКУМЕНТАЦИИ ПО МОДЕРНИЗАЦИИ ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА ПОЛНОМАСШТАБНОГО ТРЕНАЖЕРА ЭНЕРГОБЛОКА №3 ДЛЯ ПРИВЕДЕНИЯ В СООТВЕТСТВИЕ ЭНЕРГОБЛОКУ-ПРОТОТИПУ**

*Д.Ф. Вдовин, Ф.Ф. Воскресенский, И.Н. Двойников, В.А. Листратов, Н.И. Мерзликина, С.Г. Окладников, Д.А. Тушенцов, Е.В. Шапошников, В.П. Юхновец*

Полномасштабный тренажер (ПМТ 3) энергоблока № 3 был разработан АО «ВНИИАЭС» и сдан в эксплуатацию в 2013 году. В последующий период после проведения работ по продлению срока эксплуатации на Смоленской АЭС блок-прототип приобрел существенные отличия от ПМТ 3. Целью работы по договору со Смоленской АЭС № 9/111143-Д от 13.02.2020 г. была разработка проектно-сметной документации для приведения ПМТ 3 в соответствие с блоком прототипом. Разработка документации должна была учесть внедрение на блоке-прототипе программно-технического комплекса реакторного и турбинного отделений (ПТК РО и ТО), системы поддержки эксплуатации (ИС ПЭ), системы контроля герметичности оболочек (КГО), системы контроля и измерения вибрационного состояния турбоагрегатов. Также была поставлена задача расширения функциональных возможностей ПМТ-3 в соответствии с требованиями Заказчика по моделированию запроектных и тяжелых аварий. В объем проектных работ входила замена устаревших и выработавших свой ресурс технических средств ПМТ-3, устранение отличий ПМТ-3 от энергоблока-прототипа по внешнему виду пультов и панелей, составу, типам и размещению приборов контроля, доработка программных модулей, обеспечивающая приведение моторных и информационных полей имитатора БПУ и РПУ ПМТ-3 в соответствии с энергоблоком-прототипом, включая изменения в технологических системах энергоблока-прототипа в процессе плановых реконструкций и совершенствования технологического регламента. Работа проводилась в период 2019-2021 г.

В результате выполненной работы Заказчику - Смоленской АЭС представлен комплект документации, необходимый для проведения работ по модернизации ПМТ 3:

- спецификации на оборудование;
- спецификации на материалы и комплектующие для выполнения монтажных работ;
- спецификации на математическое обеспечение;
- чертежи установки оборудования;
- схемы подключения оборудования;
- схемы электрические общие;
- таблицы электрических соединений;
- кабельные журналы;
- программа автономных испытаний компонентов программного обеспечения;
- программа комплексных испытаний;
- программа приемо-сдаточных испытаний;
- объектная смета;
- локальные сметы на модернизацию программного обеспечения, выполнение строительно-монтажных и пусконаладочных работ.

**ДОГОВОР ОТ 17.12.2021 № 9/187402-Д ПО ТЕМЕ «ПОДГОТОВКА ПРОХОЖДЕНИЕ ЭКСПЕРТИЗЫ И АТТЕСТАЦИЯ В РОСТЕХНАДЗОРЕ КОМПОНЕНТОВ ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА «ВИРТУАЛЬНО-ЦИФРОВАЯ АЭС С ВВЭР»**

В ходе реализации договора от 17.12.2021 № 9/187402-Д в течении 2022 г. были выполнены следующие работы:

- верификация, валидация и подготовка обосновывающих материалов для последующего проведения экспертизы быстродействующего расчетного комплекса, включающего быстродействующий нейтронно-физический расчетный модуль и быстродействующий объектно-ориентированный теплогидравлический расчетный модуль (первая часть работ);
- верификация, валидация и подготовка обосновывающих материалов для последующего проведения экспертизы расчетного модуля для проведения связанных вычислений с использованием трехмерного нейтронно-физического расчетного кода («MCU6») и трехмерного теплогидравлического расчетного кода CFD-класса («STAR-CCM+») (первая часть работ);
- верификация, валидация и подготовка обосновывающих материалов для последующего проведения экспертизы высокоточного расчетного комплекса, включающего оптимизированный трёхмерный нодальный диффузионный нейтронно-физический расчетный модуль, оптимизированный твэльный расчётный модуль и теплогидравлический расчётный модуль нового поколения (канальное приближение);
- верификация высокоточного расчетного комплекса, включающего оптимизированный трёхмерный нодальный диффузионный нейтронно-физический расчетный модуль, оптимизированный твэльный расчётный модуль, теплогидравлический расчётный модуль нового поколения (канальное приближение), расчетный модуль для расчёта процессов тепломассообмена в защитной оболочке, модуль разрушения активной зоны и расчётный модуль для моделирования поведения расплава в корпусе реактора.

**ДОГОВОР ОТ 14.02.2022 № 43-03/21/223/47 ПО ТЕМЕ «РАЗРАБОТКА ПОДПРОГРАММЫ КОРРЕКТИРОВКИ ПОКАЗАНИЙ МОЩНОСТИ ДЛЯ АКНП-102К»**

В ходе реализации договора от 14.02.2022 № 43-03/21/223/47 в течении 2022 г. были выполнены следующие работы:

- разработка программного кода прикладного программного обеспечения алгоритма корректировки показания мощности аппаратуры контроля нейтронного потока АКНП-102К;
- получение коэффициентов алгоритма корректировки показания мощности аппаратуры контроля нейтронного потока с помощью трехмерной нейтронно-физической модели для первой кампании энергоблока № 1 АЭС «Руппур»;
- подготовка документов «Описание программы алгоритма корректировки показания мощности аппаратуры контроля нейтронного потока АКНП-102К», «Текст программы алгоритма корректировки показания мощности аппаратуры контроля нейтронного потока АКНП-102К», «Тестирование алгоритма корректировки показания мощности на тестовых данных с энергоблока 1 Нововоронежской АЭС-2».
- разработка методики испытания алгоритма корректировки показания мощности в составе аппаратуры контроля нейтронного потока АКНП-102К;

- сопровождение проведения приемочных испытаний алгоритма корректировки показания мощности в составе аппаратуры контроля нейтронного потока АКНП-102К.

**ДОГОВОР ОТ 28.12.2020 № 9/143882-Д ПО ТЕМЕ «УСЛУГИ ПО НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ПОДДЕРЖКЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ: «ОКАЗАНИЕ УСЛУГ АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» ПО РЕАЛИЗАЦИИ ИМ ФУНКЦИЙ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ В ЧАСТИ ПРОИЗВОДСТВЕННОЙ, ТЕХНИЧЕСКОЙ И ОРГАНИЗАЦИОННОЙ (ИСПОЛНИТЕЛЬСКОЙ) ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ В 2021-2023 ГГ.»**

В ходе реализации договора от 28.12.2020 № 9/143882-Д в течении 2022 г. были оказаны следующие услуги:

- обеспечение функционирования комплекса технических средств и программного обеспечения программно-технического комплекса «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР»,
- актуализация математической модели энергоблока №1 Нововоронежской АЭС-2, применяемой в рамках программно-технического комплекса «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР», при изменении (модернизации) технических решений по блоку-прототипу,
- выработка предложений по модернизации программно-технического комплекса «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР»;
- проведение демонстраций программно-технического комплекса «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР»;
- разработка предварительной версии документа «Методика расчетно-аналитического тестирования управляющих систем технологических процессов и оборудования»;
- разработка окончательной версии документа «Методика расчетно-аналитического тестирования управляющих систем технологических процессов и оборудования».

**УПРАВЛЕНИЕ ЗНАНИЯМИ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ СОДЕЙСТВИЯ ИННОВАЦИОННОМУ РАЗВИТИЮ АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ»**

В соответствии с условиями выполнения работ по Договору № 9/165157-Д от 16.07.2021 г. выполнены следующие работы:

- разработан Уточненный перечень задач и документов в рамках сформулированных общих задач инновационного развития Концерна и ГК «Росатом», который учитывает текущие потребности Заказчика и определяет состав и содержание дополнительных работ, которые выполнит Исполнитель в 2022 г.;
- подготовлен проект актуализированной карты знаний Дивизиона Электроэнергетический, актуальной информацией дополнены разделы «Энергетические приложения» и «Неэнергетические приложения». Карта знаний размещена в АСУТД Концерна в качестве классификатора;
- разработан и передан Заказчику актуализированные проекты документов «Положение о системе управления инновационной деятельностью в АО «Концерн Росэнергоатом», проект пересмотренного документа «Положение о системе управления инновационной деятельностью в АО «Концерн Росэнергоатом» (ПО-УИД.00.00.02). Документ «Положение об управлении инновационной деятельностью» введен в действие приказом АО «Концерн Росэнергоатом»;

- выполнены работы по сопровождению и актуализации раздела корпоративного портала Концерна в части Управления инновационной деятельностью после миграции портала на новую платформу;
- подготовлен проект статус-отчета по развитию системы сохранения критически важных знаний и реализации программ по управлению ядерными знаниями;

- подготовлены и переданы Заказчику презентационные материалы

1. презентация «Предложения по автоматизации управления процессом ИСУ «Управление инновационной деятельностью», сообщение сделано в ходе рабочей встречи представителей УИР с потенциальным исполнителем работ;
2. презентация «Интерактивная карта знаний», сообщения сделаны на рабочей сессии ГУ «Росатом» «Цифровой след НИОКР» 30 сентября 2022 г. и на отраслевой конференции Госкорпорации «Росатом» «Управление инновациями Росатома» 02 декабря 2022 г.

подготовлены и переданы Заказчику презентационные материалы по теме развития предиктивной аналитики «Проект «Предиктивная аналитика оборудования АЭС в части анализа состояния основного электротехнического и тепломеханического оборудования» для размещения на портале АО «Концерн Росэнергоатом» и на портале научно-технической информации Госкорпорации «Росатом».

## **УЧАСТИЕ В ПРОВЕРКАХ ВЫПОЛНЕНИЯ ПОКАС(О), ГОСТ Р ИСО 9001-2015 И ОБЩИХ ТРЕБОВАНИЙ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ № GSR PART 2 АЭС**

В соответствии с приказом АО «Концерн Росэнергоатом» от 14.12.2021 № 9/01/2043-П «Об организации проверок в 2022 году» и соответствующими распоряжениями Концерна приняли участие в проверках выполнения ПОКАС(О), ГОСТ Р ИСО 9001-2015 и Общих требований безопасности МАГАТЭ № GSR Part 2 АЭС по запросу Директора по качеству АО «Концерн Росэнергоатом» по следующему графику:

- Ленинградская АЭС (18-22.04.2022);
- Билибинская АЭС (11-15.07.2022);
- Смоленская АЭС (22-26.08.2022);
- Белоярская АЭС (19-23.09.2022);
- Курская АЭС (07-11.11.2022).

Проверка произведена Исполнителем по выполнению АС положений стандартов МАГАТЭ по безопасности по направлению «Лидерство и управление в целях безопасности» в рамках работы комиссий АО «Концерн Росэнергоатом».

Во время выполнения проверок выявлены ряд областей для улучшения, которые требуют дополнительного анализа с целью совершенствования Интегрированной системы управления (далее – ИСУ) на уровне эксплуатирующей организации и АЭС. Основные рекомендации в отношении областей для улучшения ИСУ обсуждались с персоналом АЭС во время проведения проверок, а также обсуждены с Заказчиком.

На основе согласованной с Заказчиком тематики и содержания, Исполнителем были разработаны и направлены в ЦА Концерна методические материалы (видеоуроки), которые размещены на портале Концерна.

## **ЭКСПЕРТНЫЕ ЗАКЛЮЧЕНИЯ АО «ВНИИАЭС» НА ГОДОВЫЕ ОТЧЕТЫ АЭС ПО ОЦЕНКЕ СОСТОЯНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС РОССИИ ЗА 2021 ГОД**

*А.Ю. Южаков, С.Г. Гельман, М.А. Макеев, А.Ю. Братченко, Е.А. Медведева, Е.А. Андриянова, Д.В. Ботин, М.А. Белозерцев,*

*А.В. Ларенков, С.Е. Осипова, И.В. Моисеева, к.т.н. В.Ф. Тяпков, О.А. Алексеенко, А.Л. Богданов, Д.А. Крутских, А.М. Логинов, А.Н. Сорокин, П.В. Тараканов, А.С. Семеновых, А.В. Семенова, Ю.Ю. Филиппова, к.т.н. Ю.М. Шестаков*

В соответствии с требованиями СТО 1.1.1.04.001.0143-2015 «Положение о годовых отчетах по оценке состояния безопасной эксплуатации энергоблоков атомных станций» Годовые отчеты атомных станций проходят независимую экспертизу в АО «ВНИИАЭС».

В АО «ВНИИАЭС» рассмотрены Годовые отчеты по оценке состояния безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 и ВВЭР-440 (Балаковской, Ростовской, Калининской, Кольской и Нововоронежской, Ленинградской АЭС-2) и энергоблоков АЭС с реакторами БН-600, БН-800, ЭГП-6 и РБМК (Курской, Ленинградской, Смоленской, Билибинской АЭС и энергоблоков № 3, 4 Белоярской АЭС) за 2021 г. и подготовлены соответствующие Заключение АО «ВНИИАЭС», в которых дана обоснованная экспертная оценка состояния безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС с различными типами реакторов.

В подготовленных Заключениех дана оценка:

- выработки, отпуска электроэнергии и числа часов работы энергоблоков за отчетный период и за весь срок эксплуатации, коэффициента использования установленной мощности, а также коэффициента готовности, связанного с возможностью несения номинальной электрической нагрузки. Рассмотрено влияние на эти характеристики планового ремонта, нарушений в работе АЭС, ограничений мощности (как по зависящим от станции причинам, так и по "внешним" причинам);

- герметичности твэлов, контура теплоносителя реактора, состояния герметичных ограждений и в целом состояния систем по защите барьеров и сохранения их эффективности;

- готовности систем безопасности к выполнению своих функций, нарушений в работе оборудования систем безопасности, оборудования СУЗ, а также нарушений в работе АЭС, вызванных неправильными действиями персонала;

- устойчивости работы энергоблоков;

- выработки проектного ресурса основного оборудования;

- состояния ведения водно-химического режима основных контуров энергоблоков;

- качества технического обслуживания и ремонта энергоблоков;

- приверженности культуре безопасности;

- состояния радиационной безопасности;

- состояния охраны окружающей среды;

- положения дел с отработавшим ядерным топливом, а также с радиоактивными отходами;

- состояния ядерной безопасности, физической и противопожарной защиты энергоблоков;

- других факторов, влияющих на безопасную эксплуатацию энергоблоков.

Для обоснования сделанных выводов были рассмотрены основные технические и технико-экономические характеристики энергоблоков с точки зрения их влияния на безопасную эксплуатацию энергоблоков и станции в целом.

Заключения АО «ВНИИАЭС» на Годовой отчет каждой АЭС направлены в АО «Концерн Росэнергоатом» и на соответствующую атомную станцию для учета замечаний и предложений АО «ВНИИАЭС».

**СВОДНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ ПО ОЦЕНКЕ СОСТОЯНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРИЧЕСКИХ СТАНЦИЙ АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» ЗА 2021 ГОД**

*А.Ю. Южаков, С.Г. Гельман, М.А. Макеев, Е.А. Медведева,  
А.Ю. Братченко, Е.А. Андриянова, Д.В. Ботин, М.А. Белозерцев, А.Д. Горбачева, А.В.  
Ларенков, А.М. Логинов, А.Н. Сорокин, П.В. Тараканов  
О.Г. Зайцев, С.Е. Осипова, к.т.н. В.Ф. Тяпков, О.А. Алексеенко,  
А.Л. Богданов, Д.А. Крутских, А.С. Семеновых, к.т.н. Ю.М. Шестаков, А.В. Семенова,  
Ю.Ю. Филиппова*

Сводный годовой отчет разработан в соответствии с требованиями СТО 1.1.1.04.001.0143-2015 «Положение о годовых отчетах по оценке состояния безопасной эксплуатации энергоблоков атомных станций» на основании выполненных АЭС Годовых отчетов по оценке состояния безопасной эксплуатации энергоблоков за 2021 г., Заключений АО «ВНИИАЭС» на Годовые отчеты АЭС, а также с учетом информации, поступившей в АО «ВНИИАЭС» и собранной сотрудниками АО «ВНИИАЭС» в процессе выполнения научно-исследовательских работ.

Сводный годовой отчет направлен на повышение безопасности АЭС путем своевременного анализа тенденций в изменении конкретных показателей состояния безопасной эксплуатации энергоблоков с реакторами типа ВВЭР, РБМК, БН и ЭГП-6.

Сводный годовой отчет состоит из следующих разделов:

1. Общая характеристика работы энергоблоков;
  1. Состояние системы физических барьеров;
  2. Оценка состояния систем по защите барьеров и сохранению их эффективности;
  3. Состояние радиационной безопасности;
  4. Финансовые и людские ресурсы;
  5. Состояние ядерной безопасности, физической и противопожарной защиты энергоблоков;
  6. Оценка факторов, влияющих на безопасную эксплуатацию энергоблоков;
  7. Общая оценка состояния безопасности при эксплуатации энергоблоков;
- Приложения.

В каждом разделе Сводного годового отчета представлены результаты анализа и оценки показателей работы энергоблоков по каждому типу реакторных установок, дано их сравнение с показателями предыдущих лет и влияние на безопасную эксплуатацию энергоблоков. Выявлены и обобщены характерные недостатки в эксплуатации, дана характеристика качества эксплуатационных процедур, действий персонала, качества подготовки и поддержания квалификации персонала, состояния культуры безопасности, состояния физической и противопожарной защиты АЭС, оценено состояние радиационной обстановки на АЭС и в окружающей среде.

Представленная в отчете оценка текущего состояния безопасности действующих энергоблоков АЭС АО «Концерн Росэнергоатом» и выявленные негативные тенденции в обеспечении безопасности, с учетом проведенного анализа причин отклонений значений показателей за установленные границы, могут быть использованы руководством АЭС и АО «Концерн Росэнергоатом» для принятия управленческих решений, направленных на преодоление негативных тенденций и повышение безопасности энергоблоков.

Сводный годовой отчет направлен в адреса: руководства АО «Концерн Росэнергоатом» и его департаментов, АЭС России, Ростехнадзора.

**ОТЧЕТЫ «ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ АЭС РОССИИ. ОСНОВНЫЕ ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ РАБОТЫ ЭНЕРГООБЛОКОВ**



## **АЭС» В 2021 ГОДУ И ПО КВАРТАЛАМ (IV КВАРТАЛ 2021 Г., I, II, III КВАРТАЛЫ 2022 Г.)**

*А.Ю. Южаков, С.Г. Гельман, М.А. Макеев, Е.А. Медведева,  
А.Ю. Братченко, Е.А. Андриянова, И.М. Лагутина, А.Д. Горбачева*

В квартальных отчетах АО «ВНИИАЭС» за период IV квартал 2021 г. – III квартал 2022 г. и в годовом отчете за 2021 г. представлена общая характеристика работы АЭС России в отчетном периоде.

Отчеты составлены по данным о работе АЭС России, а также по отчетам о расследовании нарушений в работе АЭС и отчетам о расследовании отклонений на АС.

Рассмотрены такие характерные технико-экономические показатели работы энергоблоков как выработка и отпуск электроэнергии, коэффициент использования установленной мощности, коэффициент готовности к несению номинальной нагрузки и др. Анализ проводился по отдельным энергоблокам, по АЭС, по типам реакторов и по отрасли в целом.

Указаны причины недоиспользования установленной электрической мощности энергоблоков и степень их влияния на показатели работы, как отдельных энергоблоков, так и в целом АЭС России. Рассмотрено влияние на технико-экономические показатели факторов как зависящих от станции, так и внешних по отношению к АЭС.

Представлены сведения о динамике технико-экономических показателей в целом по АЭС, по типам энергоблоков и по энергоблокам в отчетном периоде в сравнении с показателями предыдущего года; графики ежесуточных электрических нагрузок энергоблоков АЭС с описанием основных событий, имевших место на энергоблоках при эксплуатации в отчетном периоде.

## **ОТЧЕТ «АНАЛИЗ ПОКАЗАТЕЛЕЙ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС АО «КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ» В 2021 ГОДУ И ПО КВАРТАЛАМ (I, II, III КВАРТАЛЫ 2022 Г.)**

*А.Ю. Южаков, С.Г. Гельман, А.Ю. Братченко, Е.А. Медведева, Е.А. Андриянова, А.Д. Горбачева, Д.В. Ботин, А.С. Семеновых, А.В. Семенова*

Отчеты «Анализ показателей безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС АО «Концерн Росэнергоатом» выпускаются на периодической основе с целью анализа и оценки состояния безопасности на действующих энергоблоках АЭС АО «Концерн Росэнергоатом» и выявления негативных тенденций, на которые необходимо обратить внимание для принятия корректирующих мероприятий.

Отчеты подготовлены на основании:

- исходных данных, полученных с АЭС и накопленных АО «ВНИИАЭС»;
- информации, полученной от структурных подразделений центрального аппарата и филиалов АО «Концерн Росэнергоатом».

В данной работе приводится анализ показателей безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС для выявления имеющихся проблем. Проводится сравнение показателей энергоблоков АЭС за предыдущие периоды.

Представленные в отчетах сведения и выявленные негативные тенденции, а также причины ухудшения значений показателей, помогут сконцентрировать внимание эксплуатирующей организации и руководства АЭС на проблемных областях и дефицитах безопасности каждого отдельного энергоблока и АЭС в целом и принять управленческие решения, направленные на повышение безопасности и предотвращение повторения негативных тенденций.

## **ПРОВЕРКА, УТОЧНЕНИЕ И СОГЛАСОВАНИЕ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ, ПЕРЕДАВАЕМЫХ АТОМНЫМИ СТАНЦИЯМИ В МОСКОВСКИЙ ЦЕНТР ВАО АЭС ДЛЯ РАСЧЕТА ПОКАЗАТЕЛЕЙ, ПРИМЕНЯЕМЫХ ВАО АЭС ЗА IV КВАРТАЛ 2021 Г., I, II, III КВАРТАЛЫ 2022 Г.**

*С.Г. Гельман, М.А. Макеев, Е.А. Медведева, Е.А. Андриянова, А.Д. Горбачева,  
Д.В. Ботин, М.А. Белозерцев, к.т.н. В.Ф. Тяпков, О.А. Алексеенко, А.Л. Богданов, А.С.  
Семеновых, к.т.н. Ю.М. Шестаков, А.В. Семенова*

Проведена проверка сведений, представляемых атомными станциями в Атлантический и Московский центры ВАО АЭС для расчета эксплуатационных показателей за IV квартал 2021 г., I квартал 2022 г., II квартал 2022 г, III квартал 2022 г.

Рассматривались и анализировались представляемые со всех АЭС России исходные данные для расчета показателей работы АЭС по методике, применяемой в ВАО АЭС:

- по тематике «Выработка»: плановая и неплановая недовыработка электроэнергии, количество неплановых автоматических остановов, количество «ручных» аварийных остановов, суммарная продолжительность работы реактора и др.;
- по тематике «Работоспособность систем безопасности»: система ввода бора высокого давления, количество каналов, система аварийного питания переменного тока, продолжительность нахождения системы с дефектом, количество аварийных дизель-генераторов и др.;
- по тематике «Коллективная доза радиационного облучения персонала»: доза внешнего облучения персонала для энергоблока, расчетная доза внутреннего облучения персонала для энергоблока;
- по тематике «Надежность ядерного топлива»: активность йода-131, йода-134 (помесячно), степень очистки теплоносителя первого контура, уровень мощности, на котором измерялась активность, линейная мощность - все показатели представлены ежемесячно;
- по тематике «Потери рабочего времени в результате несчастных случаев»: количество несчастных случаев среди персонала АЭС и среди персонала подрядных организаций, приводящих к потере трудоспособности, со смертельным исходом, приводящих к ограничению трудовой деятельности; суммарное количество отработанных человеко-часов;
- по тематике «Химия»: электропроводность теплоносителя; содержание хлора в теплоносителе, содержание железа в теплоносителе, количество дней работы энергоблока на мощности.

После выполненного анализа исходных данных за IV квартал 2021 г., I квартал 2022 г., II квартал 2022 г., III квартал 2022 г. на все атомные станции и в АО «Концерн Росэнергоатом» направлены письма с условиями согласования АО «ВНИИАЭС» сведений, направляемых станциями в Атлантический и Московский центры ВАО АЭС.

## **ОБМЕН ИНФОРМАЦИЕЙ С МАГАТЭ В РАМКАХ ИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЫ ПО ЭНЕРГЕТИЧЕСКИМ РЕАКТОРАМ (ПРИС) О РАБОТЕ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС РОССИИ В 2021 Г.**

*А.Ю. Южаков, С.Г. Гельман, М.А. Макеев, А.Ю. Братченко, Е.А. Медведева, Е.А.  
Андриянова, А.Д. Горбачева*

Подготовлена и направлена в ПРИС МАГАТЭ информация о суммарном производстве электроэнергии всеми источниками и отдельно о производстве электроэнергии на атомных электростанциях.

Подготовлена и направлена в МАГАТЭ информация о работе энергоблоков АЭС России в 2021 г. для ПРИС МАГАТЭ. Ввод информации в базу данных ПРИС МАГАТЭ выполнен через сеть Internet с использованием Web-интерфейса закрытого Web-сайта МАГАТЭ. Информация содержит сведения о количестве произведенной электроэнергии с начала эксплуатации, по месяцам и в целом за год, о количестве часов работы реактора и энергоблока в году, о потерях электроэнергии по месяцам, о причинах потерь электроэнергии с указанием даты останова энергоблока или снижения мощности, о недовыработке электроэнергии и продолжительности простоя или снижения мощности, об отпуске теплоты на теплофикацию, об отпуске теплоты с паром на производство, о суммарном отпуске тепла - по каждому из 36 энергоблоков АЭС России в течение 2021 г. Информация о причинах потерь электроэнергии кодировалась в соответствии с кодировкой, принятой в Информационной системе ПРИС.

### **ОБМЕН ИНФОРМАЦИЕЙ О РАБОТЕ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС РОССИИ С ЗАРУБЕЖНЫМИ ЖУРНАЛАМИ**

*А.Ю. Южаков, С.Г. Гельман, М.А. Макеев, А.Ю. Братченко, Е.А. Медведева, Е.А. Андриянова, А.Д. Горбачева*

Подготовлена и направлена в журнал Nuclear Engineering International (Великобритания) запрашиваемая информация по эксплуатации АЭС России по каждому энергоблоку (производство электроэнергии, время работы энергоблока, причины простоя энергоблока):

- за период с октября по декабрь 2021 г.;
- за период с января по март 2022 г.;
- за период с апреля по июнь 2022 г.;
- за период с июля по сентябрь 2022 г.

Подготовлена и направлена в журнал Japan Atomic Industrial Forum (Япония) информация по эксплуатации энергоблоков АЭС России для справочника «Атомные электростанции мира» (информация по энергоблокам АЭС России: действующим, остановленным для вывода из эксплуатации, находящимся в стадии сооружения и в стадии планирования к сооружению, по состоянию на 01.01.2021, значения коэффициентов использования установленной мощности действующих энергоблоков АЭС России в 2021 г. по каждому энергоблоку).

### **ОБМЕН ИНФОРМАЦИЕЙ О ЯДЕРНЫХ УСТАНОВКАХ КОЛЬСКОЙ, КУРСКОЙ, ЛЕНИНГРАДСКОЙ, НОВОВОРОНЕЖСКОЙ, РОСТОВСКОЙ, СМОЛЕНСКОЙ В 2021 Г.**

*А.Ю. Южаков, С.Г. Гельман, М.А. Макеев, Е.А. Медведева, А.Ю. Братченко, Е.А. Медведева, А.С. Семеновых, к.т.н. Ю.М. Шестаков, А.В. Семенова*

В соответствии с межправительственными соглашениями в рамках международного сотрудничества подготовлен отчет «Информация о ядерных установках Кольской, Курской, Ленинградской, Нововоронежской, Ростовской, Смоленской АЭС за 2021 год».

Информация содержит сведения:

- об эксплуатирующей организации ядерных установок (АО «Концерн Росэнергоатом»);
  - о системах безопасности ядерных установок атомных электростанций Кольской, Курской, Ленинградской, Нововоронежской, Ростовской и Смоленской АЭС;
  - об основных моментах эксплуатации ядерных установок Кольской, Курской, Ленинградской, Нововоронежской, Ростовской и Смоленской АЭС в 2021 г.;
  - об обеспечении радиационной безопасности на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом»;
  - о средствах радиационной защиты установок, включая ограничения выбросов радиоактивных веществ, дозах профоблучения на Кольской, Курской, Ленинградской, Нововоронежской, Ростовской и Смоленской АЭС;
  - о практических мерах, принимаемых для повышения уровня эксплуатационной безопасности ядерных установок Кольской, Курской, Ленинградской, Нововоронежской, Ростовской и Смоленской АЭС в 2021 г., включая работы по модернизации оборудования, проведение тренировок и учений по обеспечению безопасности эксплуатации ядерных установок, а также реагирования на ядерные аварии.
- Отчет переведен на английский язык и передан в Департамент противоаварийной готовности и радиационной защиты АО «Концерн Росэнергоатом».

## **ПОДГОТОВКА И ПРЕДСТАВЛЕНИЕ 9-ГО НАЦИОНАЛЬНОГО ДОКЛАДА РФ К 8-МУ/9-МУ СОВЕЩАНИЮ ДОГОВАРИВАЮЩИХСЯ СТОРОН КОНВЕНЦИИ О ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И РАССМОТРЕНИЕ ВОПРОСОВ ДОГОВАРИВАЮЩИХСЯ СТОРОН ПО 8-МУ/9-МУ НАЦИОНАЛЬНОМУ ДОКЛАДУ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ, ПОДГОТОВКА И ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ОТВЕТОВ НА ВОПРОСЫ**

*А.Ю. Южаков, С.Г. Гельман, М.А. Макеев, А.Ю. Братченко, Е.А. Медведева, Е.А. Андриянова, А.Д. Горбачева*

В соответствии с «Совместным решением о порядке подготовки и представления девятого Национального доклада Российской Федерации на объединенное 8-е/9-е Совещание Договаривающихся сторон Конвенции о ядерной безопасности в марте 2023 г.», а именно, пунктами 10 - 13 «Плана-графика подготовки девятого Национального доклада Российской Федерации», была подготовлена окончательная редакция девятого Национального доклада Российской Федерации, подписанная руководителями Госкорпорации «Росатом» и Ростехнадзора.

Выполнен перевод на английский язык и подготовлены электронные формы девятого Национального доклада Российской Федерации в виде единого файла, согласно требованиям руководящих документов Конвенции о ядерной безопасности.

Девятый Национальный доклад Российской Федерации на русском и английском языках в бумажном и электронном виде был направлен в Госкорпорацию «Росатом» для направления в секретариат МАГАТЭ и размещения на защищенном web-сайте в соответствии со статьей 5 Конвенции о ядерной безопасности.

В соответствии с «Совместным решением о порядке подготовки и представления девятого Национального доклада Российской Федерации на объединенное 8-е/9-е Совещание Договаривающихся сторон Конвенции о ядерной безопасности в марте 2023 г.», а именно, пунктами 14 - 19 «Плана-графика подготовки девятого Национального доклада Российской Федерации», выполнено рассмотрение национальных докладов, подготовленных Договаривающимися сторонами к объединенному 8-му / 9-му

Совещанию Договаривающихся сторон по Конвенции о ядерной безопасности, и подготовлены вопросы по национальным докладам Договаривающихся сторон с их переводом на английский язык.

Рассмотрение и анализ национальных докладов о выполнении обязательств, вытекающих из Конвенции о ядерной безопасности, проводились по направлениям, вызвавшим наибольший интерес у специалистов, в частности:

- реализация Венского заявления о ядерной безопасности;
- продление срока службы энергоблоков;
- модернизация энергоблоков АЭС;
- применение и анализ показателей безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС;
- законодательная и регулирующая основа для обеспечения безопасности ядерных установок;
- информирование общественности о деятельности АЭС;
- оценка культуры безопасности;
- финансовые и людские ресурсы;
- система управления качеством;
- обеспечение и оценка безопасности АЭС;
- результаты международных инспекций, миссий;
- управление ресурсом оборудования АЭС;
- радиационная защита персонала и населения, а также аварийная готовность;
- усовершенствования в проектах новых АЭС;
- учет опыта сооружения и ввода в эксплуатацию энергоблоков АЭС;
- оценка результативности использования опыта эксплуатации АЭС;
- обращение с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом;
- использования на АЭС расчетных кодов/программ;
- мероприятия в свете уроков аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи»;
- меры, извлеченные в связи с пандемией (Covid-19).

В результате рассмотрения и анализа подготовлены и переведены на английский язык 235 замечаний и вопросов по национальным докладам следующих 28 Договаривающихся сторон Конвенции: Армения, Бангладеш, Бельгия, Беларусь, Болгария, Великобритания, Венгрия, Вьетнам, Индия, Ирландия, Казахстан, Китай, Литва, ОАЭ, Оман, Республика Корея, Румыния, Сенегал, Словакия, США, Тунис, Турция, Украина, Финляндия, Франция, Швейцария, Эстония, Япония.

В работе по подготовке вопросов российской стороны к Национальным докладам Договаривающихся сторон Конвенции принимали участие Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом», Управление по регулированию безопасности атомных станций и исследовательских ядерных установок Ростехнадзора, центральный аппарата АО «Концерн Росэнергоатом», АО «СХК», АО «ВНИИАЭС» и ФБУ «НТЦ ЯРБ».

В соответствии с установленными правилами и в назначенный срок все подготовленные в письменной форме вопросы на английском языке направлены в МАГАТЭ - размещены на защищенном сайте Конвенции о ядерной безопасности.

## **ВЫПОЛНЕНИЕ РАБОТ ПО ПЕРЕСМОТРУ «ПОЛОЖЕНИЯ О ГОДОВЫХ ОТЧЕТАХ ПО ОЦЕНКЕ СОСТОЯНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ»**

*А.Ю. Южаков, М.А. Макеев, А.Ю. Братченко, Е.А. Медведева, Е.А. Андриянова, А.Д. Горбачева*

В целях поддержания в актуальном состоянии нормативных документов, регламентирующих деятельность по подготовке годовых отчетов по оценке состояния безопасной эксплуатации энергоблоков атомной станции в 2022 г. состоялся пересмотр СТО 1.1.104.001.0143-2015 «Положение о годовых отчетах по оценке состояния безопасной эксплуатации энергоблоков атомных станций» от 23.11.2015 г.

Новый стандарт был разработан АО «ВНИИАЭС» и введен в действие приказом АО «Концерн Росэнергоатом» от 23.12.2022 № 9/01/2183-П «О введении в действие СТО 1.1.1.04.001.0143-2022 «Положение о годовых отчетах по оценке состояния безопасной эксплуатации энергоблоков атомных станций».

Настоящий стандарт устанавливает систему количественных и качественных показателей состояния безопасной эксплуатации энергоблоков атомных станций; содержание, формы и сроки представления эксплуатационной информации, необходимой для оценки безопасной эксплуатации энергоблока; структуру годового отчета по оценке состояния безопасной эксплуатации энергоблока; порядок представления и утверждения годовых отчетов; методики расчета показателей, характеризующих состояние безопасной эксплуатации энергоблоков.

## **РАБОТЫ МЕТРОЛОГИЧЕСКОЙ СЛУЖБЫ, ВЫПОЛНЕННЫЕ ЗА 2022 ГОД**

*Д.В. Шудра, В.В. Казаков, Е.Е. Иванова*

В 2022 году, в рамках выполнения НИОКР «Мюонная томография ядерных реакторов» проведены работы по утверждению типа средства измерения «Томографа мюонного МТ-ЯР-2022», определены метрологические характеристики, организованы испытания в целях утверждения типа средства измерения, получен Приказ Росстандарта от 17.11.2022 №2877. В ходе работы был определен вид измерений, по которому необходимо проводить испытания, уточнены и экспериментально подтверждены метрологические характеристики: диапазон (от 2885 до 22 126 мм) и погрешность измерения линейных размеров ( $\pm 252$  мм) разработано руководство по эксплуатации.

Проведена аттестация методик измерений характеристик полей ионизирующего излучения, разработанных департаментом радиационной безопасности, экологии и охраны труда для АЭС, в количестве 26 шт. Методики зарегистрированы в Федеральном информационном фонде по обеспечению единства измерений в области использования атомной энергии.

Проведены работы по метрологической экспертизе технической документации, разработанной для российских (Курская АЭС) и зарубежных строящихся АЭС (АЭС Аккую).

Пройдены процедуры подтверждения компетентности АО «ВНИИАЭС» на право выполнения работ (оказания услуг) в области обеспечения единства измерений (испытания в целях утверждения типа средств измерений, аттестация методик измерений, метрологическая экспертиза). Получены приказы Росаккредитации об утверждении областей аккредитации.

В рамках деятельности по испытаниям в целях утверждения типа средств измерений выполнены работы по испытаниям и первичной поверке измерительных систем из состава систем контроля и управления системами бассейна выдержки, системами осушки воздуха, системами удаления водорода, системами разгрузочно-загрузочной машины Курской АЭС, системы полномасштабной автоматизированной обнаружения течи теплоносителя Смоленской АЭС.

**Электронный архив АО «ВНИИАЭС»**

**Научно-техническая документация за 2022 г.**

<b>№ п/п</b>	<b>Документ</b>	<b>Название</b>	<b>Подразделение, руководитель</b>	<b>Архивный номер</b>
1	ТО	Анализ эффективности мероприятий, принятых в проекте РУ В-510 для исключения порогового эффекта	2140 (110), рук. Самойлов Б.С.	11219
2	ТО	1. Отчет «ВАБ первого уровня энергоблока № 1 НВОАЭС-2 на основе ВАБ первого уровня энергоблока № 2 НВОАЭС-2» содержащий три книги и 19 приложений; 2. Отчет «ВАБ первого уровня энергоблока № 2 НВОАЭС-2 для внутренних исходных событий при работе на мощности и в стояночных режимах в связи с переходом на эксплуатацию в 18-ти месячном топливном (межремонтном) цикле» содержащий три книги и 19 приложений	2140 (110), рук. Самойлов Б.С.	11221
3	ТО	Отчеты «ВАБ первого уровня энергоблоков № 1 и № 2 НВОАЭС-2 для всех эксплуатационных состояний при внешних воздействиях, внутривоздушной пожарах и затоплениях» содержащие по три тома и 5 книг	2140 (110), рук. Самойлов Б.С.	11379
4	ТО	Обоснование допустимости увеличения до 18-ти месяцев ТОиР оборудования АСУ ТП	2140 (110), рук. Самойлов Б.С.	11462
5	ТО	Обоснование допустимости увеличения до 18-ти месяцев ТОиР электротехнического оборудования	2140 (110), рук. Самойлов Б.С.	11463
6	ТО	Обоснование допустимости увеличения до 18-ти месяцев периодичности проведения технического освидетельствования и проверок работоспособности предохранительных устройств	2140 (110), рук. Самойлов Б.С.	11464
7	ТО	Обоснование работоспособности турбоустановки энергоблока №2 ЛЕНАЭС-2 в связи с переходом на эксплуатацию в 18-ти месячном межремонтном цикле	2140 (110), рук. Самойлов Б.С.	11465
8	ТО	Отчеты «ВАБ первого уровня энергоблоков № 1 и №2 НВОАЭС-2 для всех эксплуатационных состояний при внешних воздействиях, внутривоздушной пожарах и затоплениях. Том 4 ВАБ для внешних воздействий. Книга 2. ВАБ сейсмических воздействий»	2140 (110), рук. Самойлов Б.С.	11471
9	ОИР	Обоснование применимости технических решений по системам ВХР первого контура при переходе на эксплуатацию в 18-ти месячном цикле	2140 (110), рук. Самойлов Б.С.	11584
10	ТО	Отчет о необходимости выполнения дополнительных экспериментальных исследований	2140 (110), рук. Самойлов Б.С.; 2150 (Калякин С.Г.)	11622
11	ТО	Установление квалификационного статуса оборудования энергоблока 3 Балаковской АЭС, включенного в перечень оборудования, подлежащего квалификации по условиям окружающей среды	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11214

<b>№ п/п</b>	<b>Документ</b>	<b>Название</b>	<b>Подразделение, руководитель</b>	<b>Архивный номер</b>
12	ТО	Установление квалификационного статуса оборудования энергоблока 2 Балаковской АЭС, включенного в перечень оборудования, подлежащего квалификации по условиям окружающей среды	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11215
13	ТО	Разработка рекомендаций по повышению квалификационного статуса оборудования, подлежащего квалификации на «жесткие» условия окружающей среды	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11223
14	ТО	Разработка сценария безопасного останова энергоблока №3 Ростовской АЭС при сейсмических воздействиях. Формирование развернутого перечня элементов безопасного останова	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11259
15	ТО	Разработка сценария безопасного останова энергоблока № 1 НВАЭС-2 при сейсмических воздействиях. Разработка перечней технологического оборудования энергоблока № 1 НВАЭС-2, подлежащего аттестации на «жесткие» условия окружающей среды и на сейсмические воздействия	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11288
16	ТО	Разработка сценария безопасного останова энергоблока № 4 НВАЭС при сейсмических воздействиях. Разработка перечней технологического оборудования энергоблока № 4 НВАЭС, подлежащего аттестации на «жесткие» условия окружающей среды и на сейсмические воздействия	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11312
17	ТО	Отчет по проведению анализа, подтверждающего, что методы, используемые для выявления, документирования, отбора, анализа и обработки эксплуатационных данных, адекватны поставленным целям и позволяют однозначно оценить и проследить поведение всех эксплуатационных показателей на протяжении всего межотчетного периода	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11356
18	ТО	Разработка Перечня элементов энергоблока №3 Ростовской АЭС, аттестуемого на жесткие условия окружающей среды	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11395
19	ТО	Разработка рекомендаций по повышению/поддержанию квалификационного статуса оборудования энергоблока 3 Балаковской АЭС по условиям окружающей среды	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11407
20	ТО	Определение аттестационных требований по условиям окружающей среды к оборудованию энергоблока №1 НВАЭС-2. Расчет условий окружающей среды в помещении паровой камеры энергоблока №1 НВАЭС-2 при разрыве трубопровода с высокопотенциальной средой	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11427
21	ТО	Установление и верификация типов оборудования энергоблока № 1 НВАЭС-2, включенного в Перечень на «жесткие» условия. Расчет условий окружающей среды в помещении машзала и деаэрационной этажерки энергоблока № 4 НВАЭС при разрыве трубопровода с высокопотенциальной средой	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11495
22	ТО	Определение аттестационных требований по условиям окружающей среды к оборудованию энергоблока № 4 НВАЭС	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11496



№ п/п	Документ	Название	Подразделение, руководитель	Архивный номер
23	ТО	Комплексный анализ режимов с отключением основного оборудования первого и второго контуров и разработка рекомендаций по повышению динамической устойчивости энергоблоков АЭС с ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11524
24	ТО	Аттестация оборудования, систем и элементов энергоблока №3 Ростовской АЭС на «жесткие» условия окружающей среды. Определение аттестационных требований к оборудованию, установление и верификация типов оборудования.	2130 (140), рук. Казаков К.В.	11601
25	ТО	Проектно-изыскательские работы по сооружению и модернизации АС. Разработка методологии и участие в разработке цифровой автоматизированной системы управления ресурсом (старением) конструкций, систем и компонентов энергоблоков с РУ ВВЭР-1200/ВВЭР-ТОИ	2320 (150), рук. Ильин В.А	11203
26	ТО	Разработка Приложения 1.4 «Материалы по обоснованию остаточного ресурса зданий и сооружений блока АС, важных для безопасности, включая строительные конструкции» отчета по углубленной оценке безопасности с учетом результатов выполнения мероприятий по модернизации Балаковской АЭС с целью продления эксплуатационного ресурса энергоблока №4	2320 (150), рук. Ильин В.А.	11207
27	ТО	Разработка методологии управления ресурсом строительных конструкций зданий и сооружений, тепломеханического оборудования и трубопроводов энергоблоков с реакторной установкой ВВЭР-1200/ВВЭР-ТОИ	2320 (150), рук. Ильин В.А.	11268
28	ТО	Рекомендации по дооснащению энергоблоков №1, №2, №3, №4 Ростовской АЭС системами и (или) способами контроля необходимых параметров, определяющих ресурс оборудования и трубопроводов в течение всего срока их службы	2320 (150), рук. Ильин В.А.	11329
29	ТО	Обоснование и установление ресурсных характеристик оборудования и трубопроводов энергоблоков № 1, 2, 3, 4 Ростовской АЭС	2320 (150), рук. Ильин В.А.	11330
30	ТО	Подтверждение технического состояния всех важных для безопасности элементов энергоблока обеспечения способности выполнять ими заданные функции в проектном объеме как при нормальной эксплуатации, так и в прогнозируемых аварийных состояниях, на протяжении всего периода эксплуатации, с учетом внешних и внутренних воздействий, и с учетом деградации оборудования вследствие старения.	2320 (150), рук. Ильин В.А.	11334
31	ТО	1.Периодическая оценка безопасности энергоблока №1 калининской АЭС. Анализ состояния аспекта безопасности АБ-4 «Анализ важных для безопасности систем, оборудования и сооружений» № 15947/527.КЛН.01.001 ТО; 2. Периодическая оценка безопасности энергоблока №1 калининской АЭС. Анализ состояния аспекта безопасности АБ-5 «Управление ресурсом важных для	2320 (150), рук. Логинов А.М.	1 эт. – 11443; 2 эт. - 11444

№ п/п	Документ	Название	Подразделение, руководитель	Архивный номер
		безопасности систем, оборудования и сооружений» № 15947/527.КЛН.01.002 ТО		
32	ТО	Модельное старение образцов бетона (до возраста 100 лет) и проведение испытаний образцов бетона	2320 (150), рук. Ильин В.А.	11506
33	ТО	1. Устранение отступлений проектной документации энергоблоков № 1, 2 Ростовской АЭС от требований п.24 НП-021-15 путем оценки и обоснования значений эффективности фильтров-сорбентов, предназначенных для очистки газовой смеси от радиоактивного йода; 2. Анализ проектной документации энергоблоков №1, 2 Ростовской АЭС в части оценки соответствия эффективности очистки сорбента фильтров-адсорбентов системы СГО требованиям НП--021-15	2410 (220), рук. Шаров Д.А.	11301
34	ТО	Отчет с выбором исходных данных для разработки комплекта сценариев ПАТ. Разработка базы верифицированных сценариев для проведения ПАТ на АЭС с участием группы ОПАС и ЦТП REA-IIS-BASKC	2410 (220), рук. Шаров Д.А.	11351
35	ТО	Тестирование АКПМ на математической модели энергоблока №1 АЭС Руппур. Тестирование на эксплуатационных данных энергоблока № 6 Нововоронежской АЭС	2630 (225), рук. Дружаев А.А.	11331
36	ТО	Обоснование нормируемых и диагностических показателей ВХР первого контура энергоблоков АЭС проекта АЭС-2006	2210 (230), рук. Тяпков В.Ф.	11302
37	НИО КР	Разработка российской усовершенствованной технологии противоточной регенерации ионообменных смол в зажатом слое»	2210 (230), рук. Тяпков В.Ф.	11550
38	ТО	Обоснование целесообразности перевода энергоблока с ВВЭР-1000 на энергоблоке №1 АЭС с гидрозинно-аммиачного на этаноламиновый ВХР второго контура	2210 (230), рук. Тяпков В.Ф.	11577
39	ТО	Обоснование нормируемых и диагностических показателей ВХР второго контура при вводе в эксплуатацию энергоблоков АЭС проекта ВВЭР ТОИ	2210 (230), рук. Тяпков В.Ф.	11576
40	ТО	«Разработка обосновывающей документации в части информации по возможности безопасного хранения радиоактивных отходов каждого типа, категории, класса, обоснованию допустимого объема, характеристик и срока хранения с определением и обоснованием статуса хранилищ радиоактивных отходов (в т. ч. процедуры вывода их из эксплуатации)»	2440 (240), рук. Федоров П.В.	11445
41	ТО	«Обоснование безопасности обращения, количества защитных барьеров спецводоочистки спецкорпуса Ростовской АЭС с разработкой анализа проектных аварий (включая проектные аварии с выходом радиоактивных веществ) и количества поставочных радиоактивных отходов, а также сочетанного анализа надежности (включая анализ отказов) оборудования химического цеха спецводоочистки спецкорпуса (в т.ч. емкостей хранения радиоактивных отходов)	2440 (240), рук. Федоров П.В.	11446

№ п/п	Документ	Название	Подразделение, руководитель	Архивный номер
		Ростовской АЭС»		
42	ТО	«Разработка порядка кондиционирования жидких радиоактивных отходов с обоснованием технических и организационных решений по переработке и кондиционированию жидких радиоактивных отходов, методов и средств переработки и кондиционирования радиоактивных отходов, сроков их хранения, характеристик (физических, химических) и объема (в том числе обоснование безопасности размещения радиоактивных отходов)» (приложения А-Е)	2440 (240), рук. Федоров П.В.	11448
43	ТО	1. Результаты экспериментального исследования трапных вод и жидких сред систем РУ ВВЭР 1200 для определения вероятного источника образования радионуклидов сурьмы в трапных водах"; 2. «Результаты анализа соответствия химического состава сплавов, применяющихся при изготовлении оборудования 1-го контура, требованиям проектной документации на РУ ВВЭР 1200 в части содержания материалов, которые могут являться потенциальными источниками сурьмы»; 3. «Результаты экспериментального исследования химического состава сплавов и материалов, из перечня возможных источников образования радионуклидов сурьмы»	2440 (240), рук. Федоров П.В.	11494, 2 эт.
44	ТО	Комплексное обследование текущего состояния энергоблока № 2 Курской АЭС	2440 (240), рук. Федоров П.В.	11525
45	ТО	"Оценка безопасности обращения с продуктами резки графитовой кладки при размещении на хранение на площадке Курской АЭС"	2440 (240), рук. Федоров П.В.	11565
46	ТО	Обоснование допустимости изменения объемов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля паропроводов БРУ-К, БРУ-СН, паропроводов греющего пара 1 и 2 ступеней СПП, трубопроводов отвода КГП из СПП, трубопроводов КГП ПВД и ПНД, трубопроводов слива сепарата, трубопроводов 1-2 отборов на ПВД-6,7, трубопроводов основного конденсата АЭС с РУ типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200.	2301 (355), рук. Кузьмин Д.А.	11275
47	ТО	Расчетно-экспериментальная оценка показателей точности измерений монтажных и остаточных сварочных напряжений в трубопроводах АЭС с РУ ВВЭР-1000, 1200	2301 (355), рук. Кузьмин Д.А.	11375
48	ТО	Тех. отчет "Обоснование допустимости изменения объемов и периодичности эксплуатационного неразрушающего контроля деаэратора, подогревателя низкого давления, подогревателя высокого давления, сепаратора-пароперегревателя, сепаратосборника, конденсатосборника АЭС с РУ ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200"	2301 (355), рук. Кузьмин Д.А.	11435
49	ТО	ТО: "Разработка и обоснование порядка выбора сечений контроля и порядка учета результатов измерений напряжений в сечениях контроля для	2301 (355), рук. Кузьмин Д.А.	11470

№ п/п	Документ	Название	Подразделение, руководитель	Архивный номер
		оценки соответствия трубопроводов требованиям Норм прочности".		
50	ТО	Результаты опытно-промышленной эксплуатации программного комплекса «Энергия», модернизированного с учётом подготовки к работам по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки энергоблока № 1 Смоленской АЭС	2120 (360), рук. Дружинин В.Е.	11242
51	ТО	Обоснование предельного значения массы удаляемого графита после выполнения работ по УРХ в течение оставшегося периода эксплуатации реакторов энергоблоков № 3 и 4 Ленинградской АЭС	2120 (360), рук. Дружинин В.Е.	11366
52	ТО	Подготовка уточнённых версий библиотек констант для программ ТРОЙКА, POLARIS и MNT-CUDA» рег. № От-Д2120-013/2022	2120 (360), рук. Дружинин В.Е.	11396
53	ТО	Анализ возможности интеграции многогрупповых многопараметрических библиотек нейтронно-физических констант с универсальным программным комплексом. Разработка детальных требований к архитектуре ПК, языкам программирования, пакетам сторонних программ, алгоритмам, перечню регистрируемых функционалов, интерфейсам с библиотеками констант, видам библиотек констант, перечню решаемых задач и объёму верификации ПК	2120 (360), рук. Дружинин В.Е.	11467
54	ТО	Сопровождение работ по вводу на энергоблоках № 2 – 4 Курской АЭС, № 3 – 4 Ленинградской АЭС и № 1 – 3 Смоленской АЭС индивидуальных значений нормировочных коэффициентов и подготовка отчета по результатам контроля и точности расчетов ОЗР	2120 (360), рук. Дружинин В.Е.	11575
55	ТО	1. Отчет «Модернизация программ ТРОЙКА, POLARIS и MNT-CUDA для работы с новыми версиями библиотек констант»; 2. Верификационный отчет «Верификация программ ТРОЙКА и POLARIS для проведения расчетов НФХ реакторов РБМК-1000 в условиях перевода на топливо ТВС-ПЧИ и проведения работ по УРХ»; 3. Верификационный отчет «Верификация программы MNT-CUDA» (версия 2.1)	2120 (360), рук. Дружинин В.Е.	11583
56	ТО	Совершенствование реперной расчетной модели РБМК-1000. Проведение реперных расчетов ячеек, полячеек и полномасштабных загрузок РБМК для уточнения НФХ и библиотек малогрупповых констант. Подготовка констант ячеек с облучательным каналом, ДП сб.2365-06 и ввод в состав библиотек реперных и инженерных ПК расчетов НФХ	2120 (360), рук. Дружинин В.Е.	11585
57	ОНИР	"Разработка общей архитектуры ПК, программных компонент ПК и универсального языка описания геометрии реакторных систем совместимого с языком С#"	2120 (360), рук. Дружинин В.Е.	11586
58	ТО	Оценка неопределенностей существующей методики обработки результатов измерений парового коэффициента реактивности. Разработка и верификация усовершенствованной методики	2120 (360), рук. Дружинин В.Е.	11618

№ п/п	Документ	Название	Подразделение, руководитель	Архивный номер
		обработки результатов измерений парового коэффициента реактивности		
59	ТО	Проведение аудита средств измерений, используемых на энергоблоках с реакторами РБМК-1000 Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС для контроля нейтронно-физических характеристик	2120 (360), рук. Дружинин В.Е.	11620
60	ТО	Результаты расчетного контроля и контрольной обработки измерений нейтронно-физических характеристик паспорта РУ реакторов РБМК-1000 энергоблоков Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС в 2022 году	2120 (360), рук. Дружинин В.Е.	11629
61	ТО	Аттестация методик испытаний, результаты предварительных экспериментов по процессам рекомбинации водорода и их согласование	2150, рук. Калякин С.Г.	11192
62	ОПТ Н  ТО	1. Отчет о патентных исследованиях по теме «Технологии изготовления аналогов запасных частей и принадлежностей дизель-генераторных установок 15Д100 (15Д100М, 15Д100Ф) энергоблоков атомных станций»; 2. Отчет о выполнении материаловедческой экспертизы и лазерного сканирования запасных частей и принадлежностей ДГУ Д100 украинских производителей	2310, Рук. Зайцев О.Г.	11416
63	НИО КР	Разработка расчетных моделей и проведение расчетов	2150 (850, Калякин С.Г.	11080
64	ТО	Описание сеточных и CFD-моделей систем охлаждения помещений ГО	2150 (850, Калякин С.Г.	11080
65	НИО КР	Разработка концепции улучшения технико-экономических характеристик и показателей безопасности АЭС с РУ на быстрых нейтронах с жидкотеплоносителем путем перехода на теплоноситель S-CO <sub>2</sub> и цикл Брайтона в контуре преобразования энергии	2150 (850, Калякин С.Г.	11081
66	ТО	Расчетно-аналитические исследования тепломассообменных процессов при работе парогенератора в конденсационном режиме в присутствии неконденсирующихся газов, с учетом их сдувки в объем ГЕ-2, накопления борной кислоты и работы СПОТ	2150 (850, Калякин С.Г.	11309
67	ТО	Доработанный по замечаниям экспертов верификационный отчет по программному средству по моделированию взаимодействия расплава активной зоны с бетоном и выхода водорода и монооксида углерода и модулю расчета растекания кориума по бетонному основанию и взаимодействию с ним, 2 кн., 567 л.	2150 (850, Калякин С.Г.	11397
68	ТО	Отчет "Доработанный по замечаниям экспертов верификационный отчет программного средства для моделирования взаимодействия расплава материалов активной зоны с жертвенным материалом в устройстве локализации расплава", 2 кн., 537 л.	2150 (850, Калякин С.Г.	11398
69	ТО	Отчет: «Доработанный по замечаниям экспертов верификационный отчет программного средства для	2150 (850, Калякин С.Г.	11404 (ДСП)

№ п/п	Документ	Название	Подразделение, руководитель	Архивный номер
		расчета процессов в БВ при тяжелом повреждении топлива"(ДСП), 7 кн.		
70	ТО	Проведение расчетного анализа взаимодействия расплава с бетоном на стадии взаимодействия с учетом возможностей по управлению авариями (в том числе дополнительных) с анализом неопределенностей исходных данных и параметров моделей	2150 (850, Калякин С.Г.	11428
71	ТО	Проведение расчетов сценариев с нарушением охлаждения ТВС в БВ блоков с ВВЭР, определение характерных времен разрушения ТВС и скорости генерации водорода и монооксида углерода с анализом неопределенностей к исходным данным	2150 (850, Калякин С.Г.	11429
72	ТО	Проведение расчетов взаимодействия расплава с жертвенным материалом и бетоном УЛР для проектов АЭС, оснащенных УЛР	2150 (850, Калякин С.Г.	11430
73	ТО	Испытания рекомбинаторов РВК-500. Доработка и уточнение модели рекомбинации водорода с учетом результатов экспериментов	2150 (850, Калякин С.Г.	11508
74	НИО КР	1. Разработка математической модели рекомбинатора на основе ранее разработанной CFD- модели рекомбинатора 2. Адаптация CFD- модели герметичного объема АСММ с РУ РИТМ-200, ШЕЛЬФ-М для условий проектных аварий с выходом водорода 3. Адаптация CFD- модели герметичного объема АСММ с РУ РИТМ-200, ШЕЛЬФ-М для условий запроектных аварий 4. Выполнение расчетных анализов распространения и накопления водорода в помещениях ГО для различного набора исходных данных для ЗПА	2150 (850, Калякин С.Г.	11526
75	ТО	Отчет о необходимости выполнения дополнительных экспериментальных исследований	2150 (Калякин С.Г.)	11622
76	ТО	1. Отчёт о верификации математической модели полномасштабного тренажера энергоблока №1 Ростовской АЭС; 2. Отчет по результатам автономных испытаний моделей технологических систем 024.FAT.RS.001	2610, рук. Брехов Н.Р.	11260
77	ТО	Нейтронно-физические характеристики ТВСО и ВК, установленных в облучающее устройство, для ОС-1 и ОС-2 (прогнозный расчет)	2610, рук. Брехов Н.Р.	11410
78	ТО	Нейтронно-физические характеристики ТВСО и ВК, установленных в облучающее устройство, для ОС-1 и ОС-2 (фактический расчет)	2610, рук. Брехов Н.Р.	11411
79	ТО	Технико-экономическое обоснование ТЭО внедрения результатов работ в проектное производство	6020 (850), рук. Колтун О.В.	11199, 11200
80	ТО	Оценка экономической эффективности внедрения несъемной СФБ опалубки в конструктивные решения монтажных блоков стен и перекрытий АЭС с ВВЭР	6020 (850), рук. Колтун О.В.	11218
81	ТО	Предложения по внедрению новых технологий, организации и производству строительно-монтажных работ. Оценка потребности в ресурсах (материально-	6020 (850), рук. Колтун О.В.	11300

№ п/п	Документ	Название	Подразделение, руководитель	Архивный номер
		технических и трудовых, машинах и механизмах, оборудовании при проведении строительно-монтажных работ) по годам строительства в условиях различных сценариев		
82	ТО	1. "Анализ реакции 1-го канала ПТК УСБТ на возможные отказы"; 2. "Анализ надежности функционирования ПТК УСБТ"	2220 (921), рук. Лобанок О.И.	11210
83	ТО	1. "Анализ реакции 2-го канала ПТК УСБТ на возможные отказы"; 2. "Анализ надежности функционирования 2-го канала ПТК УСБТ"	2220 (921), рук. Лобанок О.И.	11211
84	ТО	1. «Анализ реакции 3-го канала ПТК УСБТ на возможные отказы» 2. «Анализ надежности функционирования 3-го канала ПТК УСБТ»	2220 (921), рук. Лобанок О.И.	11273
85	ТО	1. Отчет «Анализ реакции 4-го канала ПТК УСБТ на возможные отказы» 2. Отчет «Анализ надежности функционирования 4-го канала ПТК УСБТ»	2220 (921), рук. Лобанок О.И.	11274
86	ТО	Аналитический отчет о текущем уровне защищенности информационных систем ВАО АЭС МЦ	2220 (921), рук. Лобанок О.И.	11341
87	ТО	Актуальная структурная схема сети ВАО АЭС-МЦ, краткое описание работы сети, конфигурации и правил сетевого оборудования	2220 (921), рук. Лобанок О.И.	11342
88	ТО	Организация информационного обмена в рамках ОИС ОЭ данными по ведению ВХР блока №2 Нововоронежской АЭС-2	2220 (921), рук. Царев В.С.	11512
89	ТО	Разработка раздела по ведению ВХР блока №2 Нововоронежской АЭС-2 в структуре отраслевой базы данных ЦХП АЭС по ведению ВХР	2220 (921), рук. Царев В.С.	11418
90	ТО	Анализ и обоснование предельно-допустимых характеристик и сроков хранения ТРО, хранящихся в ХТРО-4, ХТРО-17, ХТРО-18, ХТРО-20 ОДИЦ	2203 (рук. Петров С.С.)	11482
91	ТО	Подготовка рекомендаций по испытаниям и диагностике технического состояния турбогенераторов в процессе эксплуатации на основе анализа публикаций и международных стандартов	2205 (рук. Петров С.С.)	11560
92	ТО	Годовой отчет по оценке результативности выполнения филиалами АО «Концерн Росэнергоатом» - атомными станциями Общих программ обеспечения качества ПОКАС(О), Программ обеспечения качества при изготовлении ПОКАС(И) и Программ обеспечения качества при конструировании ПОКАС(К) по результатам проверок в 2021 году	2910 (972), рук. Минаев А.П.	11187
93	АО	Аналитический отчет по проведению экспертной, независимой предварительной оценки состояния эксплуатационной безопасности Белоярской АЭС при	2910 (972), рук. Минаев А.П.	11196

№ п/п	Документ	Название	Подразделение, руководитель	Архивный номер
		подготовке к миссии OSART		
94	ТО	Отчет по проведению анализа, подтверждающего, что методы, используемые для выявления, документирования, отбора, анализа и обработки эксплуатационных данных, адекватны поставленным целям и позволяют однозначно оценить и проследить поведение всех эксплуатационных показателей на протяжении всего межотчетного периода	2920 (972), Рук. Ботин Д.В.	11355
95	ТО	Отчет по проведению анализа расчетных значений эксплуатационных показателей энергоблока №3 Ростовской АЭС, Ростовской АЭС в целом и сравнение их с соответствующими значениями эксплуатационных показателей других АС с аналогичными энергоблоками за период с 2016г. по 2020г.	2920 (972), Рук. Ботин Д.В.	11356
96	ТО	Анализ ведения водно-химического режима первого контура энергоблока №4 Нововоронежской АЭС в 2020-2021 гг.	3300, (НВ филиал)	11209
97	НИО КР	«Оперативная диагностика и безразборная тарировка крутящего момента приводов по месту эксплуатации ЭПА»	3100 (Волгодонский филиал)	11373
98	ТО	1. Отчет «Информация специфическая для энергоблока № 1 Нововоронежской АЭС-2, для разработки ВАБ уровня 1 для ИС, обусловленных внутримплощадочными пожарами и затоплениями»; 2. Отчет «Информация специфическая для энергоблока № 2 Нововоронежской АЭС-2, для разработки ВАБ уровня 1 для ИС, обусловленных внутримплощадочными пожарами и затоплениями»; 4. Отчеты «Результаты сейсмического обхода энергоблока № 1 и № 2 Нововоронежской АЭС-2	3300, (НВ филиал)	11263
99	ТО	«Результаты выполненных обходов «по месту» элементов энергоблока №1 САЭС, подлежащих определению аттестационного статуса и доступных для осмотра только на остановленном энергоблоке, кроме элементов, подлежащих аттестации только на СВ. Аттестационные характеристики элементов энергоблока №1 САЭС, подлежащих определению аттестационного статуса и доступных для осмотра только на остановленном энергоблоке, по условиям внешних природных, кроме СВ, и техногенных воздействий и воздействий, возникающих в результате аварий на АС, с учетом фактического состояния, установленного по результатам выполненных обходов «по месту»	3600 (Смоленский филиал)	11360
100	ТО	1. Отчет "Результаты аттестации элементов э/б №1 СмоАЭС, подлежащих определению аттестационного статуса и доступных для осмотра только на остановленном энергоблоке по условиям внешних и техногенных воздействий, возникающих в результате аварий на АС"; 2. Тех. отчет " Результаты анализа проектной ТД элементов э/б №1 САЭС, важных для безопасности и техногенных воздействий и воздействий в результате	3600 (Смоленский филиал)	11597



№ п/п	Документ	Название	Подразделение, руководитель	Архивный номер
		аварий на АС, согласованный с ДИП КРЭА"		
101	ТО	1. Квалификация (аттестация) оборудования, зданий и сооружений энергоблока №3 Белоярской АЭС на «жесткие» условия окружающей среды и сейсмические воздействия; 2. Квалификация (аттестация) оборудования, зданий и сооружений энергоблока №4 Белоярской АЭС на «жесткие» условия окружающей среды и сейсмические воздействия	3700 (Белоярский филиал)	11327
102	НИО КР	Предложения по внедрению новых технологий, организации и производству строительно-монтажных работ. Оценка потребности в ресурсах (материально-технических и трудовых, машинах и механизмах, оборудовании при проведении строительно-монтажных работ) по годам строительства в условиях различных сценариев	6200 (Колтун О.В.)	11300
103	НИО КР	Разработка технологий спектрального регулирования ВВЭР в зоне ответственности архитектора-инженера	6200 (Колтун О.В.)	11561
104	НИО КР	Экспертное заключение и технико-экономический анализ по результатам работ Этапа 3 головного технического задания	6200 (Колтун О.В.)	11562
105	НИО КР	НИОКР «Мюонная томография ядерных реакторов на АЭС (TRL7)»	6300 (экономика)	11539
106	НИО КР	«Разработка электронного макета стендового испытательного комплекса по производству, хранению, упаковке и транспортировке водорода с технологией утилизации тепла»	7000 (рук. Павлов А.Е.)	11149
107	ОНИ Р	«Обоснование применимости технических решений по системам ВХР первого контура при переходе на эксплуатацию в 18-ти месячном цикле».	Комплексный – 2210, 2140 (110)	11584

\*Примечание:

- ТО – Технический отчет
- КД – конструкторская документация
- ТД – технологическая документация
- ОНИР – отчет по НИР
- НИОКР – отчет по НИОКР
- АО - Аналитический отчет
- ОПТН - Отчет о патентных исследованиях

## ПЕРЕЧЕНЬ СТАТЕЙ, ОПУБЛИКОВАННЫХ В 2022 ГОДУ

1. *Фадеев А.Н., Моисеев И.Ф.* «ОРГАНИЗАЦИЯ ГОРЯЧЕГО ВОДОСНАБЖЕНИЯ И ОТОПЛЕНИЯ ЗА СЧЕТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ОТРАБОТАВШИХ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРОК РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ», *Энергетик*, 2022, № 7, с.25
2. *Соловьев С.Л., Калякин С.Г., Кощеев А.В., Шишов А.В., Шандра В.И., Стародубцев М.А., Седов М.К.*, «ИНЖЕНЕРНАЯ МОДЕЛЬ ПАССИВНОГО КАТАЛИТИЧЕСКОГО РЕКОМБИНАТОРА ВОДОРОДА», *Тепловые процессы в технике*. 2022. Т. 14. № 3. С. 135-142.
3. *Соловьев С.Л., Зарюгин Д.Г., Калякин С.Г., Лескин С.Т.*, «ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОСНОВНЫХ НАПРАВЛЕНИЙ РАЗВИТИЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ МАЛОЙ МОЩНОСТИ», *Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика*. 2022. № 1. С. 22-34.
4. *Грушин Н.А., Иванов И.Е., Бычков С.А., Дружинин В.Е., Лысов Д.А., Плеханов Р.В., Шмонин Ю.В., Шукин Н.В.*, «ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИНЖЕНЕРНЫХ МАЛОГРУППОВЫХ РАСЧЁТОВ РЕАКТОРОВ ТИПА РБМК-1000», *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*. 2022. № 1. С. 26-39.
5. *Иванов И.Е., Бычков С.А., Грушин Н.А., Дружинин В.Е., Лысов Д.А., Плеханов Р.В., Шукин Н.В.*, «ИСПОЛЬЗОВАНИЕ МЕТОДОВ МАШИННОГО ОБУЧЕНИЯ И НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ ДЛЯ АППРОКСИМАЦИИ БИБЛИОТЕК КОНСТАНТ В МАЛОГРУППОВОЙ БИБЛИОТЕКЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ КОНСТАНТ ДЛЯ РАСЧЁТА РБМК-1000», *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*. 2022. № 1. С. 40-51.
6. *Варфоломеева В.А., Грушин Н.А., Иванов И.Е., Бычков С.А.*, «ВЕРИФИКАЦИОННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОГРАММЫ MNT-CUDANA ВОДО-ВОДЯНЫХ И БЫСТРЫХ СИСТЕМАХ», *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*. 2022. № 5. С. 75-84.
7. *Грушин Н.А., Бычков С.А., Дружинин В.Е., Зинаков Д.Л., Иванов И.Е., Лысов Д.А., Плеханов Р.В., Шмонин Ю.В.*, «ГРУППОВЫЕ РАСЧЕТЫ РЕАКТОРОВ МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО С ДЕТАЛЬНЫМ ОПИСАНИЕМ ГЕОМЕТРИИ. ПРОГРАММА MNT-CUDA ВЕРСИЯ 2.0», *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы*, 2022, № 4, с. 46-58.
8. *N. A. Grushin, I. E. Ivanov, S. A. Bychkov, V. E. Druzhinin, D. A. Lysov, R. V. Plekhanov, Yu. V. Shmonin, N. V. Shchukin*, «CHALLENGES AND PROSPECTS IN APPLYING ENGINEERING FEW-GROUP RBMK-1000 REACTOR CALCULATIONS», ISSN 1063-7788, *Physics of Atomic Nuclei*, 2022, Vol. 85, No. 8, pp. 1418–1430. DOI: 10.1134/S1063778822080142.
9. *I. E. Ivanov, S. A. Bychkov, N. A. Grushin, V. E. Druzhinin, D. A. Lysov, R. V. Plekhanov, N. V. Shchukin*, «APPLYING MACHINE LEARNING AND NEURAL NETWORKS TO APPROXIMATE LIBRARIES OF CONSTANTS IN A FEW-GROUP LIBRARY OF NEUTRONIC CONSTANTS TO SIMULATE RBMK-1000», ISSN 1063-7788, *Physics of Atomic Nuclei*, 2022, Vol. 85, No. 8, pp. 1400–1410. DOI: 10.1134/S1063778822080166.
10. *Шумов С.А., Нурлыбаев К., Цой Н.В.*, «СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ МЕЖДУНАРОДНЫХ И РОССИЙСКИХ СТАНДАРТОВ,

- ОХВАТЫВАЮЩИХ ПРИБОРЫ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ»,** АНРИ. 2022. № 1 (108). С. 3-18.
11. *Тяпков В.Ф., Харитонова Н.Л., «ПРИМЕНЕНИЕ ПЛЕНКООБРАЗУЮЩИХ АМИНОВ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ КОРРОЗИОННОЙ СТОЙКОСТИ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ОБОРУДОВАНИЯ И ТРУБОПРОВОДОВ НА ЭНЕРГОБЛОКАХ АЭС (ОБЗОР)»,* Теплоэнергетика. 2022. № 9. С. 22-32.
  12. *Федосеев М.В., Терещенко В.А., Дмитриева Е.Ю., «ХИМИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ НА АТОМНЫХ СТАНЦИЯХ - КОМПЛЕКСНОЕ РЕШЕНИЕ ПОД УПРАВЛЕНИЕМ ЛАБОРАТОРНОЙ ИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЫ»,* Автоматизация в промышленности. 2022. № 8. С. 35-38.
  13. *Потапов В.В., Ильин В.А.»ОЦЕНКА ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ЖЕЛЕЗОБЕТОННЫХ КОНСТРУКЦИЙ КАНАЛОВ ТРУБОПРОВОДОВ ОТВЕТСТВЕННЫХ ПОТРЕБИТЕЛЕЙ АЭС»,* Упрочняющие технологии и покрытия. 2022. Т. 18. № 2 (206). С. 88-92.
  14. *Кузьмин Д.А., Верташенок М.В., «УТОЧНЕНИЕ ПОСТУЛИРУЕМОЙ ДЕФЕКТНОСТИ ОБОРУДОВАНИЯ И ТРУБОПРОВОДОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ БАЙЕСОВСКИХ ПРОЦЕДУР»,* Атомная энергия. 2022. Т. 133, вып. 2, Август 2022. С. 81-87.
  15. *Поваров В.П., Росновский С.В., Мельников Э.С., Булка С.К., Иванов Е.А., Юдаков А.Ю., «ОБЕСПЕЧЕНИЕ СООТВЕТСТВИЯ ЦЕМЕНТИРОВАННЫХ РАО В КОНТЕЙНЕРАХ НЗК КРИТЕРИЯМ ПРИЕМЛЕМОСТИ ДЛЯ ЗАХОРОНЕНИЯ»,* АНРИ. 2022. № 1 (108). С. 45-55.
  16. *Семченков Ю.М., Былкин Б.К., Зверков Ю.А., Ипатов П.Л., Волков В.Г., Морозов Ф.Т., Сафронова Н.Н., Корнеев И.И., «ОСОБЕННОСТИ ОПЫТА ОРГАНИЗАЦИИ И ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ АЭС ЗА РУБЕЖОМ: АНАЛИЗ, ВЫВОДЫ И РЕКОМЕНДАЦИИ»,* Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2022. № 5. С. 124-136.
  17. *Косов А.Д., Орехов А.А., Илларионенкова Д.В., Смирнов И.В. «Стратегия радиационного мониторинга для защиты персонала и населения в случае аварии». АНРИ №2(109) 2022, стр.3-18*
  18. *Семченков Ю.М., Былкин Б.К., Зверков Ю.А., Ипатов П.Л., Волков В.Г., Морозов Ф.Т., Сафронова Н.Н., Корнеев И.И. «ОСОБЕННОСТИ ОПЫТА ОРГАНИЗАЦИИ И ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКОВ АЭС ЗА РУБЕЖОМ: АНАЛИЗ, ВЫВОДЫ И РЕКОМЕНДАЦИИ»,* Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2022. № 5. С. 124-136.
  19. *Поваров В.П., Росновский С.В., Мельников Э.С., Булка С.К., Иванов Е.А., Юдаков А.Ю., «ОБЕСПЕЧЕНИЕ СООТВЕТСТВИЯ ЦЕМЕНТИРОВАННЫХ РАО В КОНТЕЙНЕРАХ НЗК КРИТЕРИЯМ ПРИЕМЛЕМОСТИ ДЛЯ ЗАХОРОНЕНИЯ»,* АНРИ. 2022. № 1 (108). С. 45-55.
  20. *Abdullina Leila, Selkin S, Zrazhevskiy A, Baryshnikov E, Selivanova S. «Calculation of the carbon footprint of industrial hybrid solar - wind turbines». IOP Conference Series: Earth and Environmental Science. 981. 032090. 10.1088/1755-1315/981/3/032090.*
  21. *Blinkov Vladimir, Melikhov Oleg, Melikhov Vladimir, Kapustin Andrey, Dolganov Kirill, Tomashchik Dmitry, Semenov Vladimir, Tarasov Artem, Selkin Sergey. «Investigation on the interphase drag and wall friction in vertically oriented upward and downward two-phase flows under accident conditions in light water reactors». Nuclear Engineering and Design. 389. 111666. 10.1016/j.nucengdes.2022.111666.*

22. *Soloviev D.A., Khachatryan A.G.\*, Chernov E.V., Al Malkawi R.T.*, «**INVESTIGATION OF ALGORITHMS FOR SUPPRESSING XENON OSCILLATIONS IN A VVER-1200 REACTOR**», Nuclear Energy and Technology 8(4): 267–273, 2022. DOI 10.3897/nucet.8.96566.
23. *Соловьёв Д.А., А.Г. Хачатрян\*, Е.В. Чернов, Р.Т.Аль Малкави*, «**ИССЛЕДОВАНИЕ АЛГОРИТМОВ ПОДАВЛЕНИЯ КСЕНОНОВЫХ КОЛЕБАНИЙ В РЕАКТОРЕ ВВЭР-1200**», Известия вузов. Ядерная энергетика. № 2, 37–48, 2022. УДК.621.039.586. DOI: 10.26583/npe.2022.2.04.
24. *А.И. Аль-Шамайлех, Д.А. Соловьёв, А.А. Семенов, Н.В. Щукин, В.Г. Зимин, В.С. Потапов, А.С. Никулин*, «**ОЦЕНКА РАСХОДА ЧИСТОГО КОНДЕНСАТА В ПУСКОВОМ ДИАПАЗОНЕ ДЛЯ ВЫХОДА НА МИНИМАЛЬНО КОНТРОЛИРУЕМЫЙ УРОВЕНЬ МОЩНОСТИ ПОСЛЕ СРАБАТЫВАНИЯ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ**» Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2022. Выпуск 1. С. 74 — 81.
25. *А.И. Аль Шамайлех, Д.А.Соловьёв, А.А. Семенов, Н.В. Щукин, А.Л. Лобарев, Д.А. Плотников, В.С. Потапов* «**ОЦЕНКА РАСХОДА ЧИСТОГО КОНДЕНСАТА ПРИ ВЫВОДЕ РУ ТИПА ВВЭР-1200 НА МИНИМАЛЬНО КОНТРОЛИРУЕМЫЙ УРОВЕНЬ МОЩНОСТИ ПОСЛЕ СРАБАТЫВАНИЯ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ**», Глобальная ядерная безопасность, 2022. Том 42. Номер 1. С. 46--59.
26. *A.I. Al-Shamayleh, D.A. Solovyov, A.A. Semyonov, N.V. Shcukin, B. Djaroum, H.A. Tanash.* «**METHOD FOR DETERMINING THE TIME TO ATTAINING THE MINIMUM CONTROLLED POWER LEVEL FOR VVER**», Physics of Atomic Nuclei, 2022. Vol.85, No 8, pp. 1350-1354.
27. *A.I. Al-Shamayleh, D.A. Solovyov, A.A. Semyonov, N.V. Shcukin, V.G. Zimin, V.S. Potapov, A.S. Nikulin.* «**ESTIMATION OF THE PURE CONDENSATE FLOW RATE IN THE STARTING RANGE IN THE STARTUP TO THE MINIMUM CONTROLLED POWER LEVEL AFTER THE ACTIVATION OF EMERGENCY PROTECTION**», Physics of Atomic Nuclei, 2022. Vol.85, No 8, pp. 1279-1285.
28. *A. I. Al-Shamayleh, D. A. Solovyov, A. A. Semenov, N. V. Shchukin, A. L. Lobarev, D. A. Plotnikov, and V. S. Potapov*, «**ESTIMATES OF THE FLOW RATE OF PURE CONDENSATE WHEN REACTOR PLANT WWER-1200 IS BROUGHT TO THE MINIMUM CONTROLLED POWER LEVEL AFTER THE EMERGENCY PROTECTION TRIGGERING**», Physics of Atomic Nuclei, 2022. Vol.85, Suppl. 2, pp. S1–S10.
29. *Lobarev A., Plotnikov D., Chukov G., Potapov V., Nikulin A., Kurilov A.*, «**TESTING SYSTEM DEVELOPMENT FOR FULL-SCALE SIMULATORS OF NUCLEAR POWER PLANT UNIT**», 2022 Moscow Workshop on Electronic and Networking Technologies (MWENT), Moscow, Russian Federation, 2022, pp. 1-5.
30. *Kiryukhin P.K., Romanenko V.I., Khomyakov D.A., Shcherbakov A.A., Pugachev P.A., Yushin I.M., Ashraf O., Tikhomirov G.V.* **VIRTUAL ANALOG OF URANIUM-WATER SUBCRITICAL ASSEMBLY**. Annals of Nuclear Energy, Vol. 172, 109058, 2022. DOI: 10.1016/j.anucene.2022.109058
31. *Гусакова Е.А., Павлов А.С.*, «**ГОСУДАРСТВЕННЫЕ ЗАКУПКИ В СТРОИТЕЛЬСТВЕ - ЗАРУБЕЖНАЯ ПРАКТИКА**», Вестник МГСУ. 2022. Т. 17. № 2. С. 242-252.

32. *Павлов А.С.*, **«ГОСУДАРСТВЕННЫЕ ЗАКУПКИ В СТРОИТЕЛЬСТВЕ - КРИТИЧЕСКИЙ ОБЗОР»**, Вестник МГСУ. 2022. Т. 17. № 3. С. 377-385.
33. *Павлов А.С.*, *Островский Р.В.*, **«ГОСУДАРСТВЕННЫЕ ЗАКУПКИ В СТРОИТЕЛЬСТВЕ - ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО СОВЕРШЕНСТВОВАНИЮ»**, Вестник МГСУ. 2022. Т. 17. № 4. С. 501-515.
34. *Павлов А.С.*, *Каракозова И.В.*, **«ОТРАСЛЕВЫЕ БАЗОВЫЕ КЛАССЫ КАК ИНСТРУМЕНТ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ОБЪЕМОВ СТРОИТЕЛЬНЫХ РАБОТ»**, Строительное производство. 2022. № 2. С. 66-71.
35. *Малыха Г.Г.*, *Павлов А.С.*, **«СМЕТНЫЕ ЗАТРАТЫ НА ТРАНСПОРТИРОВКУ СТРОИТЕЛЬНЫХ ГРУЗОВ»**, Инновации и инвестиции, 2022, № 5. С. 90-95.
36. *Малыха Г.Г.*, *Павлов А.С.*, **«СМЕТНЫЕ ЗАТРАТЫ НА ТРАНСПОРТИРОВКУ СТРОИТЕЛЬНЫХ ГРУЗОВ - НОВЫЕ НОРМАТИВЫ»**, Экономика строительства, 2022, № 5. С. 68-77.
37. *Николай ДАВИДЕНКО*, *Николай СОЛДАТОВ*, *Алексей ЕФИМЬЕВ*, **«АО «ВНИИАЭС»: В СТАНДАРТИЗАЦИИ НА ШАГ ВПЕРЕДИ»**, «СТАНДАРТЫ И КАЧЕСТВО», № 2 (1016) 2022 Г.

## ПЕРЕЧЕНЬ ПАТЕНТОВ, ЗАРЕГИСТРИРОВАННЫХ В 2022 ГОДУ

1. *Косов А.Д., Орехов А.А., Смирнов И.В.*, **ПРОГРАММНЫЙ МОДУЛЬ ПРОГНОЗА РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ И ВЫРАБОТКИ РЕКОМЕНДАЦИЙ ПО МЕРАМ ЗАЩИТЫ В РАЗНЫЕ ПЕРИОДЫ РАДИАЦИОННОЙ АВАРИИ (МОДУЛЬ ПРОГНОЗА)**, Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2022614749, 24.03.2022. Заявка № 2022613798 от 16.03.2022.
2. *Косов А.Д., Орехов А.А., Смирнов И.В.*, **ПРОГРАММНЫЙ МОДУЛЬ ОЦЕНКИ ИСТОЧНИКА ВЫБРОСА В РЕЗУЛЬТАТЕ ПРОЕКТНОЙ И ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ НА АЭС С РУ ВВЭР В СОСТАВЕ КОМПЛЕКСА ПОДДЕРЖИ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЙ (МОДУЛЬ ОЦЕНКИ)**, Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2022614533, 23.03.2022. Заявка № 2022613797 от 16.03.2022.
3. *Брехов Н.Р., Карпов С.А., Лукичев М.Б.*, **«ГРАФИЧЕСКИЙ ИНТЕРФЕЙС ЕДИНОЙ ТРЕНАЖЕРНОЙ БАЗЫ ДАННЫХ»**, Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2022619134, 11.07.2022. Заявка № 2022617960 от 02.07.2022.
4. *Брехов Николай Романович, Гинзбург Александр Маркович, Кабанов Владимир Васильевич, Чувильчиков Михаил Станиславович.* Название программы для ЭВМ: **«ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ РЕАЛИЗАЦИИ СРЕДЫ АВТОМАТИЗИРОВАННОГО ТЕСТИРОВАНИЯ И УПРАВЛЕНИЯ РАЗРАБОТКОЙ И НАЛАДКОЙ («САТУРН»)»**. Номер регистрации (свидетельства): 2022619970. Дата регистрации: 27.05.2022 Номер и дата поступления заявки: 2022618695 13.05.2022 Дата публикации и номер бюллетеня: 27.05.2022 Бюл. № 6, Правообладатель: Акционерное общество «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций» (АО «ВНИИАЭС»)
5. *Павлов А.С., Островский Р.В. (МГСУ).* Свидетельство № 2022681527 на программу для ЭВМ **«СЕТЕВАЯ МОДЕЛЬ СТРОИТЕЛЬСТВА С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДА МОНТЕ-КАРЛО «MONTE CARLO NETWORK»**.
6. *Алексеева Анастасия Владимировна (RU), Баукин Андрей Владимирович (RU), Бессонова Татьяна Аркадьевна (RU), Гусарова, Светлана Валентиновна (RU), Захаров Дмитрий Игоревич (RU), Колтун Олег Владимирович (RU), Орехов Михаил Николаевич (RU), Павлов Александр Сергеевич (RU), Петухова Татьяна Викторовна, (RU), Темишев Руслан Рамзанович (RU), Тыкшаев Василий Петрович. (RU).* Название программы для ЭВМ: **«ПРОГРАММА ДЛЯ ПРОГНОЗИРОВАНИЯ РЕСУРСНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ И ЗАТРАТ ТРУДА ДЛЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ («ПРОЗА»)»**. Версия 1.0 Правообладатель: Акционерное общество «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций» (АО «ВНИИАЭС») (RU). Заявка № 2022684577 Дата поступления 14 декабря 2022 г. Дата государственной регистрации в Реестре программ для ЭВМ 27 декабря 2022 г.
7. *Кожин А.С., Компаниец К.Г., Пасюн Н.А., Фахрутдинов Р.М., Целиненко М.Ю., Шутенко В.В., Яшин И.И.* **ПРОГРАММА MUON GRAPH 1.01 ДЛЯ УПРАВЛЕНИЯ, СБОРА И ОБРАБОТКИ ДАННЫХ ГИБРИДНОГО МЮОННОГО ТОМОГРАФА** Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2022663395 от 14.07.2022

**ПЕРЕЧЕНЬ ДОКЛАДОВ И СООБЩЕНИЙ НА КОНФЕРЕНЦИЯХ,  
СЕМИНАРАХ И ТЕХНИЧЕСКИХ СОВЕЩАНИЯХ В 2022 ГОДУ**

1. *Зыонг К.Х., Авдеенков А.В.*, **«О ВОЗМОЖНОСТИ ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ РАБОТЫ РЕКОМБИНАТОРА ВОДОРОДА ПОСРЕДСТВОМ ВАРЬИРОВАНИЯ ПЛОТНОСТИ КАТАЛИЗАТОРА НА ПОВЕРХНОСТИ КАТАЛИТИЧЕСКИХ ЭЛЕМЕНТОВ»**, В сборнике: Научная сессия НИЯУ МИФИ-2022 по направлению "Инновационные ядерные технологии". Сборник научных трудов всероссийской научно-практической конференции. Снежинск, 2022. С. 81-83.
2. *Зыонг К.Х., Авдеенков А.В.*, **«ВЕРИФИКАЦИЯ CFD-МОДЕЛИ РЕКОМБИНАТОРА ВОДОРОДА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ДЕТАЛЬНОЙ МЕХАНИЗМА РЕАКЦИИ РЕКОМБИНАЦИИ И НА ОСНОВЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ТНАИ»**, В книге: Будущее атомной энергетики - AtomFuture 2022. тезисы докладов XVIII Международной научно-практической конференции. Министерство науки и высшего образования Российской Федерации. Обнинск, 2022. С. 72-75.
3. *Грушин Н.А., Бычков С.А., Дружинин В.Е., Зинаков Д.Л., Иванов И.Е., Лысов Д.А., Плеханов Р.В., Шмонин Ю.В.*, **«ГРУППОВЫЕ РАСЧЕТЫ РЕАКТОРОВ МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО С ДЕТАЛЬНЫМ ОПИСАНИЕМ ГЕОМЕТРИИ. ПРОГРАММА MNT-CUDA ВЕРСИЯ 2.0»**, доклад на 31-ой Всероссийской научно-технической конференции «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики» («Нейтроника-2022»), прошедшей с 31 мая по 3 июня 2022 года на базе АО «ГНЦ РФ-ФЭИ».
4. *Грушин Н.А., Иванов И.Е., Бычков С.А.*, **«РАСШИРЕНИЕ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ИНЖЕНЕРНОЙ ПРОГРАММЫ MNT-CUDA (ВЕРСИЯ 2.0)»**, доклад на международной научно-практической конференции молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга-2022», проводимой НИЯУ «МИФИ».
5. *Варфоломеева В.А., Иванов И.Е., Грушин Н.А., Бычков С.А.*, **«ВЕРИФИКАЦИОННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОГРАММЫ MNT-CUDA НА ВОДО-ВОДЯНЫХ И БЫСТРЫХ СИСТЕМАХ»**, доклад на международной научно-практической конференции молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга-2022», проводимой НИЯУ «МИФИ».
6. *Иванов И.Е., Грушин Н.А., Бычков С.А., Бычков А.С.*, **«Обзор подходов к созданию архитектуры современного универсального инженерного программного комплекса повышенной точности MNT-CUDA, описание геометрии с использованием сетевой топологии и метода поверхностных интерфейсов»** доклад на международной научно-практической конференции молодых специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов «Волга-2022», проводимой НИЯУ «МИФИ».
7. *Зыонг К.Х., Авдеенков А.В.*, **«ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАБОТЫ ПКРВ ТИПА РВК-500»**, В сборнике: Ядерные технологии: от исследований к внедрению - 2022. Сборник материалов научно-практической конференции. Нижний Новгород, 2022. С. 94-96.
8. *Растихин П.С., Никитин Е.В., Тишков В.Ф., Черёмухин Ю.Д.*, **«УСТРОЙСТВА ДЫМОПОДАВЛЕНИЯ НА ОСНОВЕ ПРЯМОТОЧНЫХ РАСПЫЛИТЕЛЬНЫХ ТЕПЛООБМЕННЫХ АППАРАТОВ»**, В сборнике: Пожарная безопасность: современные вызовы. Проблемы и пути решения. Материалы Всероссийской научно-практической конференции. Санкт-Петербург, 2022. С. 90-93.

9. Мороз В.А., Костов М.А., Замыслова Т.Н., **«ИМИТАЦИОННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ГИДРОХИМИЧЕСКОГО РЕЖИМА СИСТЕМЫ ТЕХНИЧЕСКОГО ВОДОСНАБЖЕНИЯ РОСТОВСКОЙ АЭС»**, В сборнике: НАУКА МОЛОДЫХ 2022. сборник статей III Международного научно-исследовательского конкурса. Петрозаводск, 2022. С. 10-20.
10. Кузьмин Д.А., **«РЕЗУЛЬТАТЫ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДИКИ ОБОСНОВАНИЯ ДОПУСТИМОСТИ ИЗМЕНЕНИЯ ОБЪЕМОВ И ПЕРИОДИЧНОСТИ ЭНК МЕТАЛЛА ОИТ ВТОРОГО КОНТУРА АЭС С РУ ВВЭР-1000 И ВВЭР-1200 С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РИСК-ОРИЕНТИРОВАННОГО ПОДХОДА»**, Технический совет АО «Концерн Росэнергоатом» по материаловедению и контролю металла ОиТ АЭС с представителями отраслевых научных организаций и АЭС. – Москва, 22 апреля 2022 г.;
11. Кузьмин Д.А., **«РАЗРАБОТКА НАЦИОНАЛЬНОГО СТАНДАРТА ST 227: «КОМПОНЕНТЫ ТРУБОПРОВОДОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ, ПОДВЕРЖЕННЫЕ ЭРОЗИОННО-КОРРОЗИОННОМУ ИЗНОСУ. МЕТОДИКА РАСЧЕТА ДОПУСТИМЫХ И ПРОГНОЗИРУЕМЫХ ТОЛЩИН СТЕНОК»**. Технический совет АО «Концерн Росэнергоатом» по материаловедению и контролю металла ОиТ АЭС с представителями отраслевых научных организаций и АЭС. – Москва, 11 ноября 2022 г.;
12. Косов А.Д., Орехов А.А., Смирнов И.В. **«ПРОТИВОАВАРИЙНЫЕ ТРЕНИРОВКИ РКЦ: ИЗВЛЕЧЕННЫЕ УРОКИ И НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ»**. Совещание рабочей группы РКЦ ВАО АЭС-МЦ (АЭС Козлодуй, Болгария). 12-16.09.2022
13. Sharov D., Korotkov A. **«STANDARTIZATION OF NUCLEAR POWER PLANTS RADIOACTIVE WASTE CHARACTERIZATION IN RUSSIAN FEDERATION»**. IAEA Technical Meeting on Achievements and Challenges in Radioactive Waste Characterization, 10-14.10.2022
14. Маракулин И.И. **«ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИСТОЧНИКОВ ПОСТУПЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ СУРЬМЫ В ТРАПНЫЕ ВОДЫ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК ВВЭР-1200 НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС-2»**. Отраслевой конкурс Госкорпорации «Росатом» на «Лучший научно-технический доклад 2022 года» (08.11.2022)
15. Семеновых А.С., Шестаков Ю.М. **«ОБ ИМПОРТОЗАМЕЩЕНИИ СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИХ КОМПЛЕКСОВ, ИСПОЛЬЗУЕМЫХ ДЛЯ ЦЕЛЕЙ КГО ТВЭЛОВ»**. 11-ое совещание Заместителей главных инженеров по безопасности и надежности АЭС с ВВЭР АО «Концерн Росэнергоатом» с участием сторонних организаций (НИЦ «Курчатовский институт»), 18.11.2022)
16. Семеновых А.С. **«О РАБОТАХ АО «ВНИИАЭС» ПО НАПРАВЛЕНИЮ КГО ТВЭЛОВ ВВЭР»**. Совещание АО «Концерн Росэнергоатом» по теме «Проведение контроля герметичности оболочек твэлов ВВЭР на работающем и остановленном реакторе» с участием сторонних организаций (ВКС, 01.11.2022)
17. Д.А. Шаров. **«ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ЖРО НА БЛОКАХ ВВЭР-1200 (НА ПРИМЕРЕ НВАЭС-2). РЕЗУЛЬТАТЫ НИОКР «ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИСТОЧНИКОВ ПОСТУПЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ СУРЬМЫ В ТРАПНЫЕ ВОДЫ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-1200»**. Научно-технический совет № 5 ГК «Росатом» «Замыкающая стадия ядерного топливного цикла», 21.12.2022
18. Дашанова Е.А., Орехов А.А., Смирнов И.В., **«РАЗРАБОТКА БАЗЫ ВЕРИФИЦИРОВАННЫХ СЦЕНАРИЕВ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ПРОТИВОАВАРИЙНЫХ ТРЕНИРОВОК НА АЭС»**, В книге: Будущее атомной энергетики - AtomFuture 2022. тезисы докладов XVIII Международной научно-практической конференции. Министерство науки и высшего образования Российской Федерации. Обнинск, 2022. С. 110-112.



19. *Шеховцов Г.А., Жилина Н.Д., Павлов А.С., Раскаткина О.В.*, **«ПОВЫШЕНИЕ ТОЧНОСТИ ГЕОМЕТРИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ РАЗБИВОЧНЫХ СЕТЕЙ ЗДАНИЙ ПОВЫШЕННОЙ ЭТАЖНОСТИ»**, //Доклад на XIII международной научно-технической конференции «Динамика систем, механизмов и машин», 5-7 ноября 2022, Омск.
20. *Солдатов Н.Н.*, **«СЛУЖБА СТАНДАРТИЗАЦИИ В АТОМНОЙ ОТРАСЛИ: ПРАКТИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ АО «ВНИИАЭС» ГОС ПО АЭС»**, Международный военно-технический форум АРМИЯ-2022, 18.08.2022
21. *Н.Н. Давиденко, В.В. Пучков* **«ОБСЛЕДОВАНИЕ И ОБОСНОВАНИЕ РЕСУРСА ЭЛЕМЕНТОВ И СИСТЕМ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС ДЛЯ ПРОДЛЕНИЯ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ»**, конференция МСВАЭП совместно с ветеранской организацией Республики Армения, г. Москва 12 апреля 2022 г. (в режиме ВКС).

## ПЕРЕЧЕНЬ МОНОГРАФИЙ И КНИГ, ИЗДАННЫХ В 2022 ГОДУ

1. Павлов А.С., Гинзбург А.В., Гусакова Е.А., Каган П.Б. **«УПРАВЛЕНИЕ КРУПНОМАСШТАБНЫМИ ПРОЕКТАМИ СТРОИТЕЛЬСТВА ПРОМЫШЛЕННЫХ ОБЪЕКТОВ»**, монография. – Москва, изд. МИСИ-МГСУ, 2022. – 188 с.
2. Таратунин В.В. **«RSM-МЕТОДОЛОГИЯ (AP-913) И ЕЁ ИНФОРМАЦИОННОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ» ЦИКЛ I. БУКВАРЬ RSM-МЕТОДОЛОГИИ» ВВОДНЫЙ КУРС «ТЕРМИНОЛОГИЧЕСКИЙ, СЕМАНТИЧЕСКИЙ И ЭТИМОЛОГИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ОСНОВНЫХ ПОНЯТИЙ RSM-МЕТОДОЛОГИИ»**, Депонированное произведение свидетельство №020-010694 от «02» ноября 2022 г. Москва : Российское авторское общество КОПИРУС, 196 стр.

Научно-техническое издание  
« 2022 год: результаты научно-технической деятельности ВНИИАЭС»  
подготовлено к выпуску в научно-техническом совете АО «ВНИИАЭС»  
совместно с подразделениями института

Соловьев С.Л. - научный руководитель, д.т.н, профессор - главный редактор.  
Воронин Л.М. - советник, д.т.н., профессор – заместитель главного редактора.

Члены редколлегии

Лупишко А.Н.	- первый заместитель Генерального директора, директор ВНИИАЭС-НТП.
Давиденко Н.Н.	- заместитель Генерального директора - директор по технологическому развитию, д.т.н, профессор.
Михальчук А.В.	- заместитель директора ВНИИАЭС-НТП, директор отделения физических расчетов и режимов, к.т.н.
Петров С.С.	- заместитель директора ВНИИАЭС-НТП, директор отделения опыта эксплуатации.
Иванов Е.А.	- заместитель директора ВНИИАЭС-НТП, директор отделения, РБ, РАО и ОЯТ, вывода из эксплуатации, к.т.н.
Потапов В.В.	- заместитель директора ВНИИАЭС-НТП, директор отделения управления ресурсом АЭС, к.т.н.
Чернаков В.А.	- заместитель директора ВНИИАЭС-НТП, директор отделения математического моделирования и тренажеростроения.
Южаков А.Ю.	- заместитель директора ВНИИАЭС-НТП, директор отделения опыта сооружения и эксплуатации АЭС.
Просвирнов А.А.	- ученый секретарь.

**Отв. за выпуск**  
**Исполнительный редактор**

**- Л.М. Воронин**  
**- А.А. Просвирнов**

Подписано в печать: 2023 г.  
Формат 60x90 1/8  
Объем 9,0 п.л. Тираж 15 экз.